



Universidad
Carlos III de Madrid

Departamento de Ingeniería Mecánica

GRADO EN INGENIERÍA MECÁNICA

TRABAJO DE FIN DE GRADO

**GENERACIÓN DE UNIDADES
DE ALMACENAMIENTO
PARA EL DESMANTELAMIENTO
DE UNA INSTALACIÓN NUCLEAR**

AUTOR: Pablo Huelin Arroba

DIRECTOR: Higinio Rubio Alonso

Leganés, Junio 2013

Título: Generación de Unidades de Almacenamiento para el desmantelamiento de una instalación nuclear

Autor: Pablo Huelin Arroba

Director: Higinio Rubio Alonso

EL TRIBUNAL

Presidente: _____

Vocal: _____

Secretario: _____

Realizado el acto de defensa y lectura del Trabajo Fin de Grado el día __ de _____ de 20__ en Leganés, en la Escuela Politécnica Superior de la Universidad Carlos III de Madrid, acuerda otorgarle la CALIFICACIÓN de

VOCAL.

SECRETARIO.

PRESIDENTE.

AGRADECIMIENTOS

En primer lugar querría agradecer a Enresa la posibilidad que me ha ofrecido de colaborar en un proyecto pionero y con un alto desarrollo tecnológico como es el desmantelamiento de la Central Nuclear José Cabrera.

A mi tutor, Higinio Rubio Alonso, por su dedicación y ayuda durante la realización de este proyecto, así como los consejos que me ha dado fuera de él.

A mis jefes y el resto de mis compañeros de la Central, en especial a Enrique, Guillermo, José Luis y Alberto, que me han formado, aconsejado y guiado durante el planteamiento y desarrollo de este proyecto.

A todos mis compañeros de la Universidad, en especial a Beatriz y Andrés, que me han acompañado desde ese septiembre de 2008 que llegamos a Leganés y gracias a los que esto se ha hecho un poco menos duro y más divertido.

A Sergio y Ángel, Lucía, Almudena y Marina, Joaquín, Jimena, Rafa y Lola.

Por último, agradecerle a mi madre todo, sin más.

A todos, muchas gracias.

RESUMEN

El presente proyecto consiste en el análisis del proceso de generación de Unidades de Almacenamiento en el desmantelamiento de la Central Nuclear José Cabrera, con fines formativos e informativos.

Para ello se ha aunado el uso de material documental y multimedia, tanto perteneciente a Enresa como a otras fuentes y la experiencia real in situ en el propio Plan de Desmantelamiento y Clausura de la Central Nuclear José Cabrera.

Además, durante el análisis realizado se planteó una serie de mejoras que podrían resolver ciertos problemas descubiertos. Estas mejoras, tras ser propuestas, analizadas, probadas y demostrada su eficiencia, se han implementando en el proceso habitual de generación de Unidades de Almacenamiento.

ABSTRACT

This project involves the analysis of the Storage Units generation process on the José Cabrera Nuclear Power Plant decommissioning, with formative and informative purposes.

In order to carry out that analysis, it had been used documentary and multimedia material, which belongs to Enresa and other sources, as well as real in situ experience in the José Cabrera Nuclear Power Plant Decommissioning Plan.

In addition, during the developed analysis a number of improvements were suggested in order to resolve some problems that were discovered on it. After being proposed, analyzed, tested and with their efficiency proved, these improvements have been implemented in the Storage Units habitual generation process.

ÍNDICE

1. INTRODUCCIÓN
 - 1.1. Introducción
 - 1.2. Objetivos
 - 1.3. Estructura de la Memoria
2. INTRODUCCIÓN A LA TECNOLOGÍA NUCLEAR
 - 2.1. Introducción
 - 2.2. Procesos nucleares
 - 2.2.1. Fisión nuclear
 - 2.2.2. Fusión nuclear
 - 2.3. Central nuclear
 - 2.3.1. Centrales nucleares en España
 - 2.4. Residuos radiactivos
 - 2.4.1. Radiactividad
 - 2.4.2. Residuos radiactivos, definición y clasificación
 - 2.4.3. Gestión de residuos radiactivos
 - 2.4.3.1. Acondicionamiento de residuos radiactivos
 - 2.4.3.2. Transporte de residuos radiactivos
 - 2.4.3.3. Almacenamiento de residuos radiactivos
3. EMPRESA NACIONAL DE RESIDUOS RADIATIVOS (ENRESA)
 - 3.1. Origen y organización
 - 3.2. Actividades
 - 3.2.1. Almacén de El Cabril
 - 3.2.2. Desmantelamiento y clausura de instalaciones
 - 3.2.3. Otras actividades
 - 3.3. Proyectos futuros
4. DESMANTELAMIENTO DE INSTALACIONES NUCLEARES
 - 4.1. Introducción
 - 4.2. Niveles de desmantelamiento

- 4.3. Antecedentes y estado del arte
 - 4.3.1. Vandellós I
 - 4.3.2. PIMIC
 - 4.3.3. Experiencia internacional
- 5. DESCRIPCIÓN DE LA CENTRAL NUCLEAR JOSÉ CABRERA
 - 5.1. Diseño y construcción
 - 5.2. Tecnología
 - 5.3. Operación
 - 5.4. Cese definitivo de operación
- 6. DESMANTELAMIENTO DE LA CENTRAL NUCLEAR JOSÉ CABRERA
 - 6.1. Proceso administrativo
 - 6.2. Planificación del desmantelamiento
 - 6.3. Avance del proyecto
 - 6.3.1. Año 2010
 - 6.3.1.1. Resumen general
 - 6.3.1.2. Actividades de gestión de materiales y residuos
 - 6.3.2. Año 2011
 - 6.3.2.1. Resumen general
 - 6.3.2.2. Actividades de gestión de materiales y residuos
 - 6.3.3. Año 2012
 - 6.3.3.1. Resumen general
 - 6.3.3.2. Actividades de gestión de materiales y residuos
- 7. PROCESO DE SEGMENTACIÓN
 - 7.1. Descripción de los internos del reactor
 - 7.1.1. Internos superiores
 - 7.1.2. Internos inferiores
 - 7.2. Método de corte
 - 7.2.1. Corte bajo agua
 - 7.2.2. Tipo de corte

- 7.3. Actividades preparatorias
 - 7.3.1. Unión de la cavidad de recarga y el FCG
 - 7.3.2. Instalación de equipos auxiliares
 - 7.3.3. Inundación de la cavidad y la piscina del FCG
 - 7.3.4. Extracción y traslado de los internos del reactor
- 7.4. Equipamiento de corte
 - 7.4.1. Turn table
 - 7.4.2. Sierras
 - 7.4.3. Pinzas de manipulación
 - 7.4.4. Sistema de filtración
- 7.5. Proceso de segmentación
- 7.6. Carga de cestas
- 7.7. Limpieza final y recogida de virutas
- 7.8. Destino final de los residuos
- 8. **NORMATIVA APLICABLE**
 - 8.1. Aprobación EAD
 - 8.2. Aceptación UA
 - 8.3. Aprobación UA
 - 8.4. ADR
 - 8.5. Documentación interna
 - 8.6. Otra normativa
- 9. **UNIDADES DE ALMACENAMIENTO**
 - 9.1. Introducción
 - 9.2. Contenedores tipo CE-2
 - 9.3. Cestas
 - 9.4. Morteros
 - 9.4.1. Mortero de bloqueo
 - 9.4.2. Mortero de sellado
 - 9.4.3. Tipos de mortero
 - 9.4.3.1. Mortero ligero

9.4.3.2. Mortero tipo Cabril

9.4.4. Proceso de fabricación de mortero

9.4.5. Programa de verificación de muestras

10. EDIFICIO AUXILIAR DE DESMANTELAMIENTO

10.1. Introducción

10.2. Diseño

10.3. Instalaciones principales

10.3.1. Túnel de transferencia

10.3.2. Almacén para contenedores tipo CE-2

11. ACONDICIONAMIENTO DE UNA UNIDAD DE ALMACENAMIENTO

11.1. Introducción

11.2. Equipamiento mecánico

11.2.1. Puente grúa Omega

11.2.2. Sistema de cuelgue e inmovilizador de giro

11.2.3. Útil de manipulación de cestas

11.2.4. Estructura de centrado de cesta bajo agua

11.2.5. Estructura suplemento cesta CE-2b

11.2.6. Campana

11.2.7. Grúa del EAD

11.2.8. Spreader

11.2.9. Carretones

11.2.10. Estructura soporte de campana

11.2.11. Suplemento CE-2b

11.2.12. Útil de izado de tapa

11.2.13. Útil de izado de campana

11.2.14. Planta de fabricación de mortero

11.2.15. Lanza de inyección

11.2.16. Sistema de control

11.3. Operaciones en el Edificio de Contención

11.4. Operaciones en el EAD

12. MEJORAS PROPUESTAS

12.1. Fluidez del mortero

12.1.1. Temperatura del mortero

12.1.2. Dosificación

12.2. Acondicionamiento de filtros

13. PRESUPUESTO

14. CONCLUSIONES Y TRABAJOS FUTUROS

14.1. Conclusiones

14.2. Trabajos futuros

BIBLIOGRAFÍA

GLOSARIO

LISTA DE ACRÓNIMOS

ANEXOS

ÍNDICE DE FIGURAS

- FIGURA 1.1.- Central Nuclear José Cabrera
- FIGURA 1.2.- Corte bajo agua de los internos del reactor
- FIGURA 1.3.- Esquema de objetivos y resultados esperados
- FIGURA 2.1.- Fisión nuclear de un átomo de Uranio-235
- FIGURA 2.2.- Reacción en cadena de fisión nuclear de un átomo de Uranio-235
- FIGURA 2.3.- Fusión de deuterio con tritio
- FIGURA 2.4.- Componentes de una central nuclear
- FIGURA 2.5.- Centrales nucleares en España
- FIGURA 2.6.- Capacidad de penetración de las radiaciones ionizantes
- FIGURA 2.7.- Porcentaje de exposición a radiaciones ionizantes
- FIGURA 2.8.- Etiquetado del bulto radiactivo según categorías
- FIGURA 2.9.- Almacenamiento en la piscina de una central nuclear
- FIGURA 3.1.- Instalaciones nucleares y radiactivas en España
- FIGURA 3.2.- Control institucional de Enresa
- FIGURA 3.3.- Instalaciones del almacén de RBMA de El Cabril
- FIGURA 3.4.- Zona de almacenamiento de residuos de media y baja actividad
- FIGURA 3.5.- Trabajos de cierre y sellado de una celda
- FIGURA 3.6.- Zona de almacenamiento de residuos de muy baja actividad
- FIGURA 4.1.- Desmantelamiento del dispositivo principal de manutención
- FIGURA 4.2.- Nueva estructura de protección del reactor de Vandellós I
- FIGURA 4.3.- Alcance del proyecto PIMIC
- FIGURA 4.4.- Transporte de la vasija de Trojan
- FIGURA 5.1.- Central Nuclear José Cabrera en la cuenca del río Tajo
- FIGURA 5.2.- Construcción del edificio de contención en la C.N. José Cabrera
- FIGURA 5.3.- Construcción del reactor en la C.N. José Cabrera
- FIGURA 5.4.- Reactor de agua a presión (PWR)
- FIGURA 5.5.- Elementos combustibles
- FIGURA 5.6.- Histograma de la producción de energía en C.N. José Cabrera
- FIGURA 6.1.- ATI C.N. José Cabrera

- FIGURA 7.1.- Vasija del reactor e internos de la CN José Cabrera
- FIGURA 7.2.- Conjunto de internos inferiores
- FIGURA 7.3.- Placa superior del núcleo
- FIGURA 7.4.- Conjunto de internos inferiores
- FIGURA 7.5.- Barrilete del núcleo
- FIGURA 7.6.- Placas de deflectores y encofrado
- FIGURA 7.7.- Barrera térmica
- FIGURA 7.8.- Placa inferior del núcleo
- FIGURA 7.9.- Placa de difusión
- FIGURA 7.10.- Caja de aguas inferior
- FIGURA 7.11.- Corte con hilo de diamante del muro entre cavidad y FCG
- FIGURA 7.12.- Impermeabilización de la cavidad del reactor
- FIGURA 7.13.- Instalación del puente del FCG
- FIGURA 7.14.- Instalación del sistema de limpieza sumergible
- FIGURA 7.15.- Cavidad del reactor y FCG inundados
- FIGURA 7.16.- Turn table
- FIGURA 7.17.- Soporte internos inferiores
- FIGURA 7.18.- Sierra de disco utiliza en el corte bajo agua
- FIGURA 7.19.- Pinzas de manipulación para la segmentación
- FIGURA 7.20.- Esquema del Sistema de Filtración de Agua de Cavidades
- FIGURA 7.21.- Proceso de segmentación (I)
- FIGURA 7.22.- Proceso de segmentación (II)
- FIGURA 7.23.- Proceso de segmentación (III)
- FIGURA 7.24.- Proceso de segmentación (IV)
- FIGURA 7.25.- Proceso de segmentación (V)
- FIGURA 7.26.- Carga de cesta
- FIGURA 7.27.- Cajones para almacenamiento de virutas y lanas de corte
- FIGURA 9.1.- CMT
- FIGURA 9.2.- Bidones de 220 l
- FIGURA 9.3.- Contenedores para transporte de RBMA
- FIGURA 9.4.- Contenedor CE-2b

- FIGURA 9.5.- Apilamiento de CE-2 en EAD
- FIGURA 9.6.- Perno de un contenedor tipo CE-2
- FIGURA 9.7.- Rebaje inferior de un contenedor tipo CE-2
- FIGURA 9.8.- Tapa de un contenedor tipo CE-2
- FIGURA 9.9.- Orificio de la tapa de un contenedor tipo CE-2
- FIGURA 9.10.- Estudio del comportamiento dinámico del contenedor CE-2b
- FIGURA 9.11.- Estudio de apilamiento en celdas de contenedores CE-2a y CE-2b
- FIGURA 9.12.- Cesta para residuos radiactivos
- FIGURA 9.13.- Detalle del hueco para introducción de gancho en cesta
- FIGURA 9.14.- Hueco para introducción de gancho en cesta
- FIGURA 9.15.- Secuencia de introducción de los ganchos en las cestas
- FIGURA 9.16.- Bandeja introducida en cesta
- FIGURA 9.17.- Mallazo interior de cesta
- FIGURA 9.18.- Cesta vacía y deformada
- FIGURA 9.19.- Comportamiento cesta flexible (superior) y comportamiento cesta rígida (inferior)
- FIGURA 9.20.- Refuerzo de la base de una cesta
- FIGURA 9.21.- Refuerzo del anillo superior de una cesta
- FIGURA 9.22.- Cesta CE-2a rigidizada
- FIGURA 9.23.- Cesta CE-2b rigidizada
- FIGURA 10.1.- Antiguo Edificio de Turbinas
- FIGURA 10.2.- Túnel de transferencia
- FIGURA 10.3.- Almacén EAD
- FIGURA 10.4.- Losas del almacén del EAD
- FIGURA 10.5.- Acceso del almacén al túnel de transferencia
- FIGURA 11.1.- Puente grúa Omega
- FIGURA 11.2.- Sistema de cuelgue e inmovilizador de giro
- FIGURA 11.3.- Centradores superiores
- FIGURA 11.4.- Grilletes de cuelgue
- FIGURA 11.5.- Rodamientos de reenvío de cadena
- FIGURA 11.6.- Reenvío de cadena de polipasto hacia interior

- FIGURA 11.7.- Útil de manipulación de cestas
- FIGURA 11.8.- Orejetas del útil de manipulación de cestas
- FIGURA 11.9.- Estructura de centrado de cesta bajo agua
- FIGURA 11.10.- Estructura suplemento cesta CE-2b
- FIGURA 11.11.- Estructura suplemento cesta CE-2b montada en centrador
- FIGURA 11.12.- Vista completa de la campana de blindaje con cesta
- FIGURA 11.13.- Movimiento del techo deslizante
- FIGURA 11.14.- Mecanismo de amarre de cesta
- FIGURA 11.15.- Interacción techo deslizante-cesta
- FIGURA 11.16.- Bulón de bloqueo de la tapa inferior desmontable
- FIGURA 11.17.- Puente grúa durante una prueba
- FIGURA 11.18.- Puente grúa montado en el EAD
- FIGURA 11.19.- Spreader en el movimiento de un CE-2a
- FIGURA 11.20.- Spreader
- FIGURA 11.21.- Señales luminosas de spreader
- FIGURA 11.22.- Interruptor de posición de spreader
- FIGURA 11.23.- Cerrojo del spreader
- FIGURA 11.24.- Motor que acciona los cerrojos del spreader
- FIGURA 11.25.- Finales de carrera cerrojos del spreader
- FIGURA 11.26.- Cuadro eléctrico ubicado sobre el spreader
- FIGURA 11.27.- Señales luminosas del cuadro eléctrico
- FIGURA 11.28.- Carretón (I)
- FIGURA 11.29.- Carretón (II)
- FIGURA 11.30.- Enrollador de cable del carretón
- FIGURA 11.31.- Estructura soporte de la campana
- FIGURA 11.32.- Guiador del contenedor CE-2
- FIGURA 11.33.- Guiador y apoyo tacones de campana
- FIGURA 11.34.- Estructura de pesaje
- FIGURA 11.35.- Estructura de pesaje montada en estructura soporte
- FIGURA 11.36.- Célula de pesaje (I)
- FIGURA 11.37.- Célula de pesaje (II)

- FIGURA 11.38.- Cuadro eléctrico del sistema de pesaje
- FIGURA 11.39.- Display digital del sistema de pesaje
- FIGURA 11.40.- Calzo contenedor CE-2b
- FIGURA 11.41.- Calzo contenedor CE-2b montado en estructura soporte de campana
- FIGURA 11.42.- Bastidor superior del útil de manipulación de tapas
- FIGURA 11.43.- Bastidor inferior del útil de manipulación de tapas
- FIGURA 11.44.- Pulpo de cadenas del útil de manipulación de tapas
- FIGURA 11.45.- Polipasto del útil de manipulación de tapas
- FIGURA 11.46.- Proceso de enganche de tapa
- FIGURA 11.47.- Posiciones durante operación de útil de izado de tapa
- FIGURA 11.48.- Útil de izado de campana
- FIGURA 11.49.- Bastidor superior del útil de izado de campana
- FIGURA 11.50.- Orejeta de cuelgue
- FIGURA 11.51.- Sistema de centrado y regulación altura patas
- FIGURA 11.52.- Posiciones del enganche del útil de izado de campana
- FIGURA 11.53.- Apoyo en reposo del útil de izado de campana
- FIGURA 11.54.- Sistema de cuelgue de las eslingas
- FIGURA 11.55.- Protector de eslinga
- FIGURA 11.56.- Bastidor inferior del útil de izado de campana
- FIGURA 11.57.- Sistema de cuelgue de la campana
- FIGURA 11.58.- Vista general de la planta de hormigonado
- FIGURA 11.59.- Elementos de la planta de hormigonado
- FIGURA 11.60.- Compactador de sacos vacíos
- FIGURA 11.61.- Puesto de vaciado de sacos
- FIGURA 11.62.- Sinfín de elevación de mortero
- FIGURA 11.63.- Útil de izado y volcado de bidones
- FIGURA 11.64.- Amasadora
- FIGURA 11.65.- Teja de descarga de la amasadora
- FIGURA 11.66.- Tolva de mezcla húmeda
- FIGURA 11.67.- Extremo inferior de la tolva
- FIGURA 11.68.- Bomba peristáltica

- FIGURA 11.69.- Canaleta desviadora del vertido
- FIGURA 11.70.- Lanza de inyección
- FIGURA 11.71.- Tramo de alimentación del inyector
- FIGURA 11.72.- Tramo de fijación del inyector
- FIGURA 11.73.- Lanza flexible del inyector
- FIGURA 11.74.- Terminal del inyector
- FIGURA 11.75.- Carro de desplazamiento del sistema de inyección
- FIGURA 11.76.- Guías del sistema de inyección
- FIGURA 11.77.- Soportes del sistema de inyección
- FIGURA 11.78.- Sala de control del EAD
- FIGURA 11.79.- Cámara fija de spreader
- FIGURA 11.80.- Cámara DOMO
- FIGURA 11.81.- Orientación de cámaras del EAD
- FIGURA 11.82.- Pantalla de selección de cámaras
- FIGURA 11.83.- Pantalla de visionado de cámaras
- FIGURA 11.84.- Vista en planta SCADA
- FIGURA 11.85.- SCADA – Control de posición de carretón
- FIGURA 11.86.- SCADA – Control de peso en carretón CE-2
- FIGURA 11.87.- SCADA – Puente grúa y spreader
- FIGURA 11.88.- SCADA – Estado del útil de izado de campana
- FIGURA 11.89.- SCADA – Estado del útil de izado de tapa
- FIGURA 11.90.- SCADA – Estado de la planta de hormigonado
- FIGURA 11.91.- SCADA – Estado de la lanza de inyección
- FIGURA 11.92.- SCADA – Estado de apertura de puertas
- FIGURA 11.93.- SCADA – Estado de ventilación I
- FIGURA 11.94.- SCADA – Estado de ventilación II
- FIGURA 11.95.- Traslado de cesta cargada al soporte centrador (prueba en seco)
- FIGURA 11.96.- Caracterización radiológica de cesta cargada
- FIGURA 11.97.- Entrada de la campana en el centrador para recoger la cesta cargada
- FIGURA 11.98.- Medida radiológica del conjunto campana – cesta
- FIGURA 11.99.- Aproximación de CE-2b a la estructura de pesaje

- FIGURA 11.100.- Introducción de CE-2b en la estructura de pesaje
- FIGURA 11.101.- Útil de izado apoyado sobre la tapa
- FIGURA 11.102.- Tapa suspendida a cota máxima
- FIGURA 11.103.- Traslado de la campana al EAD
- FIGURA 11.104.- Acoplamiento puente grúa EAD – útil de izado de campana
- FIGURA 11.105.- Útil de campana acoplado a campana
- FIGURA 11.106.- Apoyo de la campana sobre la estructura soporte
- FIGURA 11.107.- Campana apoyada sobre la estructura soporte
- FIGURA 11.108.- Introducción de la cesta en el contenedor
- FIGURA 11.109.- Cesta introducida en contenedor
- FIGURA 11.110.- Descenso de la lanza de inyección
- FIGURA 11.111.- Inyección de mortero de bloqueo (I)
- FIGURA 11.112.- Inyección de mortero de bloqueo (II)
- FIGURA 11.113.- Nivel máximo de bloqueo
- FIGURA 11.114.- Acoplamiento lanza de inyección – tapa (I)
- FIGURA 11.115.- Acoplamiento lanza de inyección – tapa (II)
- FIGURA 11.116.- Nivel máximo de sellado
- FIGURA 11.117.- Acabado final de la UA
- FIGURA 11.118.- Paso del contenedor al almacén
- FIGURA 11.119.- Posicionamiento de UA en almacén
- FIGURA 12.1.- Filtros a acondicionar en CE-2b
- FIGURA 12.2.- Cesta llena de filtros en el agua del FCG
- FIGURA 12.3.- Prueba de flotación de filtros (I)
- FIGURA 12.4.- Prueba de flotación de filtros (II)
- FIGURA 12.5.- Prueba de flotación de filtros (III)
- FIGURA 12.6.- Configuración de la cesta de filtros
- FIGURA 12.7.- Topes de hormigón sobre la parrilla de la tapa
- FIGURA 12.8.- Cámara introducida por agujero de la tapa
- FIGURA 12.9.- Visión del interior de la cesta con las cámaras de infrarrojos
- FIGURA 12.10.- Útil de introducción de cámaras para proceso de bloqueo con tapa
- FIGURA 12.11.- Patines para bloqueo de la tapa

FIGURA 12.12.- Prueba medidas preventivas ante flotabilidad de filtros (I)

FIGURA 12.13.- Prueba medidas preventivas ante flotabilidad de filtros (II)

FIGURA 12.14.- Prueba medidas preventivas ante flotabilidad de filtros (III)

ÍNDICE DE TABLAS

TABLA 2.1.- Instalaciones de almacenamiento definitivo de RBMA en diversos países

TABLA 2.2.- Instalaciones de almacenamiento temporal centralizado de combustible
gastado y de RAA

TABLA 4.1.- Niveles de desmantelamiento

TABLA 9.1.- Componentes de mortero ligero

TABLA 9.2.- Componentes de mortero tipo Cabril

TABLA 9.3.- Programa de Verificación de Muestras aplicable

TABLA 12.1.- Condiciones iniciales prueba de fluidez

TABLA 12.2.- Prueba de fluidez de mortero

TABLA 12.3.- Dosificación modificada para el mortero de bloqueo

TABLA 12.4.- Dosificaciones según el tipo de mortero y el tipo de hormigonado

TABLA 13.1.- Presupuesto



CAPÍTULO 1

INTRODUCCIÓN

1.1. Introducción

Las centrales nucleares generan aproximadamente un tercio de la energía eléctrica que se consume en la Unión Europea, evitando así la emisión a la atmósfera de 700 millones de toneladas de dióxido de carbono por año y del resto de emisiones contaminantes asociadas con el uso de combustibles fósiles.

Aunque puede alargarse adoptando las medidas y actualizaciones adecuadas, la vida útil de la mayoría de las centrales nucleares oscila entre los 20 y 40 años.

Es evidente que una vez finalizada esta vida útil, la central no puede desacoplarse de la red eléctrica sin más. Así, la instalación debe iniciar un proceso de desmantelamiento que devuelva al emplazamiento a su estado original eliminando los riesgos radiológicos.

De este modo, el desmantelamiento de instalaciones nucleares supone una actividad compleja, duradera y muy especializada que, además, constituye un servicio esencial debido a la necesidad de finalizar la existencia de dichas instalaciones, eliminar cualquier riesgo radiológico existente y, sobre todo, gestionar correctamente todos los residuos generados.

El objetivo final en cualquiera de las fases de gestión de los residuos producidos es minimizar la generación de los mismos, para lo cual se han de planificar los trabajos, procedimientos y normas de actuación de modo que se reduzca en lo posible la producción de materiales residuales, en especial, aquellos con contenido radiactivo.

Además, dada la naturaleza radiactiva de cierta parte de estos residuos y la preocupación social que pueden llegar a generar, es necesario que sus gestores sean lo más claros y abiertos posibles, dando a conocer todas sus actividades para hacer ver al público que dichos residuos se gestionan de una manera segura.

La Central Nuclear José Cabrera (ver figura 1.1), situada en el término municipal de Almonacid de Zorita en la provincia de Guadalajara, fue la primera central nuclear construida en España. Cumplido su ciclo de funcionamiento, el Ministerio de Industria, Turismo y Comercio declaró el cese definitivo de la operación mediante resolución del 20 de abril de 2006, comenzando entonces las labores de desmantelamiento de la Central.

El Plan de Desmantelamiento y Clausura de la Central Nuclear José Cabrera (PDC de la CNJC), dirigido y gestionado por Enresa, supone el primer desmantelamiento completo de una central nuclear realizado en España y uno de los primeros realizados en el mundo.



FIGURA 1.1.- Central Nuclear José Cabrera

Dentro del proyecto del PDC de la CNJC los procesos de segmentación de los internos del reactor y de acondicionamiento de los residuos producidos en dicha segmentación en el Edificio Auxiliar de Desmantelamiento (EAD) suponen una de las fases críticas y la acción más “emblemática” de todo el desmantelamiento, pues es la mayor novedad con respecto a otros desmantelamientos previos.

La segmentación del reactor (ver figura 1.2) se trata de la fase más compleja del desmantelamiento desde el punto de vista técnico. Tras una planificación milimétrica se procederá a cortar bajo agua y con equipos y herramientas diseñados específicamente para este proyecto los internos superiores, continuando con los internos inferiores y la vasija del reactor.

Los residuos generados durante este proceso de segmentación serán introducidos en cestas para su correcta manipulación. Una vez llenas, dichas cestas serán trasladadas a unos contenedores nodriza de hormigón (CE-2a o CE-2b) que se bloquearán y sellarán con mortero, generando una Unidad de Almacenamiento (UA). Este proceso de acondicionamiento de UA se ha diseñado de manera que todas las operaciones necesarias puedan dirigirse a distancia desde la Sala de Control del EAD, reduciendo casi por completo las implicaciones radiológicas que supondría una intervención directa sobre los residuos.

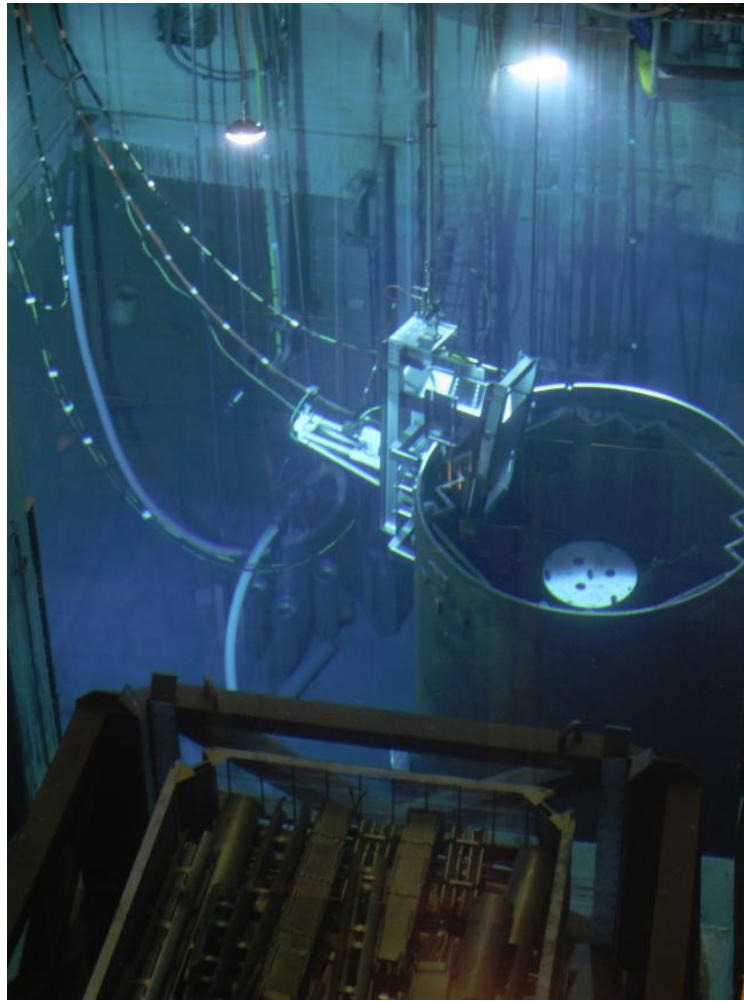


FIGURA 1.2.- Corte bajo agua de los internos del reactor

De este modo, y por primera vez en España, las Unidades de Almacenamiento serán generadas y gestionadas en la propia instalación y no en el Centro de Almacenamiento de El Cabril, con lo que se conseguirá optimizar el volumen de residuos generados, reducir, bajo criterios ALARA, las dosis recibidas por el personal encargado de su gestión y mejorar la seguridad en la manipulación y transporte de dichos residuos.

1.2. Objetivos

El presente Trabajo de Fin de Grado (ver figura 1.3) pretende realizar un análisis exhaustivo tanto de los procesos de segmentación de los internos del reactor como, sobre todo, del proceso de acondicionamiento de los residuos producidos en dicha segmentación, en el marco del Plan de Desmantelamiento y Clausura de la Central Nuclear José Cabrera.

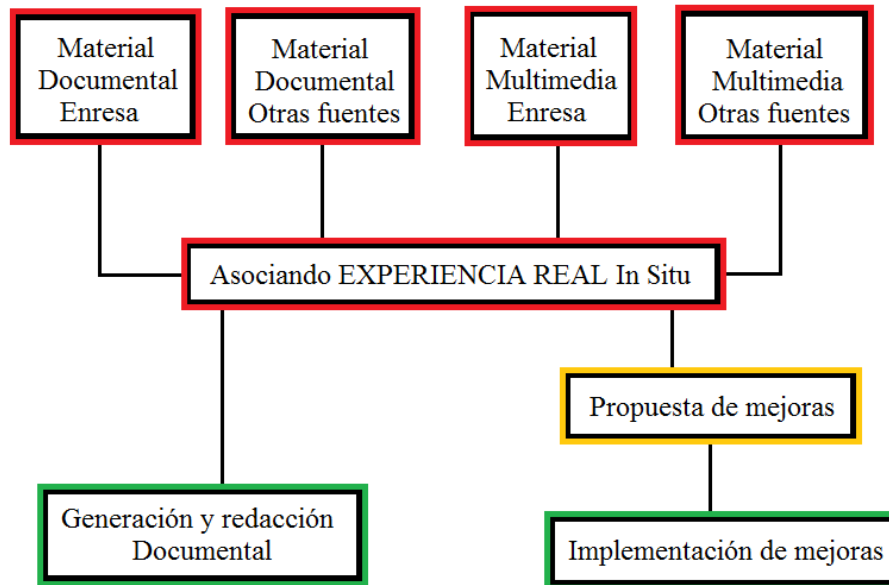


FIGURA 1.3.- Esquema de objetivos y resultados esperados

(Fuente: Elaboración propia)

El objetivo principal de dicho análisis es formativo, de manera que sirva de introducción y de guía para su estudio a cualquier ingeniero interesado en el desmantelamiento de centrales nucleares, ya sea en la misma Central Nuclear José Cabrera o en otra central, pues las lecciones aprendidas de este proyecto podrán utilizarse en otros desmantelamientos, aunque los distintos diseños y particularidades de cada uno hagan que deban ser correctamente adaptados.

Además, este análisis permitirá tener una visión completa del proceso; así, podrán identificarse aquellos aspectos que pueden enfocarse de manera distinta, siendo objetivo también de este trabajo proponer soluciones adicionales a estos aspectos que mejorarían el avance general del proyecto, probarlas y, si son viables, implementarlas en el proceso habitual de generación de Unidades de Almacenamiento.

Por último, este trabajo también tiene un objetivo informativo, de manera que el público profano pueda tener acceso a las actividades de Enresa, comprendiendo que la gestión de residuos radiactivos en España se realiza de una manera precisa y segura.

Para realizar este proyecto y alcanzar los objetivos antes descritos se utilizará principalmente una herramienta, el SGD o Servicio de Gestión Documental que es la base de datos documental de Enresa, donde se recoge la documentación de todos los proyectos gestionados por dicha empresa, en especial la del PDC de la CNJC y, por tanto, donde se reúne la mayoría de la documentación estudiada y analizada para realizar el presente proyecto.

El resto de datos, así como la mayoría de las fotografías incluidas, proviene del desarrollo y avance diario de los trabajos en la C.N. José Cabrera (si no se indica lo contrario, las figuras incluidas son propiedad de Enresa o de elaboración propia).

Además, se dispondrá de la experiencia in situ en el desmantelamiento de la Central Nuclear José Cabrera proveniente de la colaboración del autor en dichos trabajos. Esta experiencia incluye reuniones de lanzamiento y preparación de los acondicionamientos, presencia en la Sala de Control del Edificio Auxiliar de Desmantelamiento (desde donde se dirige el acondicionamiento de UA) durante la generación de la UA12/085 (primera UA de filtros en la que se probaron varias de las mejoras desarrolladas en este proyecto), reuniones de conclusiones una vez finalizados los acondicionamientos y generación de la documentación asociada a la UA, tanto la Solicitud de Generación como el Informe Final que describe el acondicionamiento.

Aunando la documentación seleccionada, el material multimedia disponible y la experiencia real descrita, se redactará una memoria, que contendrá todos los aspectos del análisis realizado, utilizando el procesador de textos Microsoft Word.

1.3. Estructura de la Memoria

Esta Memoria consta de 14 capítulos cuyos contenidos se describen a continuación:

- **Capítulo 1, Introducción:** incluye la introducción, los objetivos y la presente estructura de la memoria de este Trabajo de Fin de Grado.
- **Capítulo 2, Introducción a la tecnología nuclear:** este capítulo presenta una breve introducción sobre qué es la energía nuclear, cómo es una central nuclear, qué tipos de residuos se generan en dichas centrales y cómo se gestionan dichos residuos.
- **Capítulo 3, Empresa Nacional de Residuos Radiactivos (ENRESA):** describe las actividades llevadas a cabo por Enresa, la empresa que gestiona todos los residuos radiactivos generados en España.

- **Capítulo 4, Desmantelamiento de instalaciones nucleares:** en este capítulo se define y explica el proceso de desmantelamiento de una central nuclear. Además, se describen los distintos desmantelamientos llevados a cabo en España y en el resto del Mundo.
- **Capítulo 5, Descripción de la Central Nuclear José Cabrera:** en este capítulo se presenta la historia de la Central Nuclear José Cabrera, desde su diseño hasta su cese definitivo de operación.
- **Capítulo 6, Desmantelamiento de la Central Nuclear José Cabrera:** en este capítulo se describen las distintas operaciones realizadas en el desmantelamiento de la Central Nuclear José Cabrera, desde su inicio hasta el estado actual.
- **Capítulo 7, Proceso de segmentación:** incluye la descripción del proceso de segmentación de los internos del reactor de la Central Nuclear José Cabrera. Se explican tanto el método de corte como los equipos utilizados.
- **Capítulo 8, Normativa aplicable:** incluye un listado y descripción de toda la normativa aplicable al proceso de generación de una Unidad de Almacenamiento.
- **Capítulo 9, Unidades de Almacenamiento:** presenta la descripción de una Unidad de Almacenamiento, desglosando y analizando cada uno de los elementos que la componen (contenedor, cesta, mortero, etc.).
- **Capítulo 10, Edificio Auxiliar de Desmantelamiento:** describe el Edificio Auxiliar de Desmantelamiento o EAD, Edificio en el que se acondicionan las UA. Se explican tanto los requisitos que debe cumplir el edificio como su configuración final.
- **Capítulo 11, Acondicionamiento de una Unidad de Almacenamiento:** en este capítulo se analiza por completo el proceso de acondicionamiento de una Unidad de Almacenamiento. Se describe todo el equipamiento utilizado, así como las operaciones tanto en el Edificio de Contención como en el EAD.
- **Capítulo 12, Mejoras propuestas:** capítulo que incluye las mejoras propuestas resultantes del análisis realizado, su estudio y prueba.
- **Capítulo 13, Presupuesto:** incluye el presupuesto derivado de la realización de este proyecto.

- **Capítulo 14, Conclusiones y trabajos futuros:** incluye las conclusiones obtenidas durante el presente proyecto, así como una propuesta de posibles trabajos a realizar como continuación del realizado.

Además, el proyecto incluye una bibliografía, un glosario, un listado con los acrónimos utilizados en el proyecto y un conjunto de anexos donde se adjuntan los planos de los diferentes equipos implicados en el proceso de segmentación de los internos del reactor y acondicionamiento de dichos residuos.

CAPÍTULO 2

INTRODUCCIÓN A LA TECNOLOGÍA NUCLEAR

2.1. Introducción

La energía nuclear o energía atómica es la energía que se libera de forma espontánea o artificial durante una reacción nuclear. Sin embargo, comúnmente se utilizan estos términos para referirse al aprovechamiento de dicha energía para otros fines, tales como la obtención de energía eléctrica, térmica y/o mecánica a partir de las reacciones atómicas y su aplicación, bien sea con fines pacíficos o bélicos. Así, es común referirse a la energía nuclear no solo como el resultado de una reacción sino como un concepto más amplio que incluye los conocimientos y técnicas que permiten la utilización de esta energía por parte del ser humano.

2.2. Reacciones nucleares

2.2.1. Fisión

En el ámbito de la energía nuclear se llama fisión nuclear a la división del núcleo de un átomo. El núcleo se convierte en diversos fragmentos con una masa casi igual a la mitad de la masa original más dos o tres neutrones (ver figura 2.1).

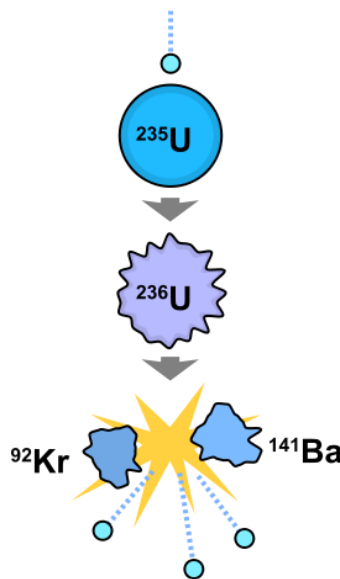


FIGURA 2.1.- Fisión nuclear de un átomo de Uranio-235

(Fuente: Wikipedia)

La suma de las masas de estos fragmentos es menor que la masa original. Esta pérdida de masa, estimada en alrededor del 0,1 % de la masa original, se transforma en energía siguiendo la equivalencia entre masa y energía enunciada por Einstein.

$$E = m \cdot c^2 \Rightarrow \frac{E}{m} = c^2 = (3 \cdot 10^8)^2 = 9 \cdot 10^{16}$$

Esta ecuación da una idea de la enorme cantidad de energía que puede liberarse en la fisión nuclear.

La utilización de la fisión en las centrales nucleares está motivada por su capacidad de formar reacciones en cadena. Una reacción en cadena es el proceso en el que los neutrones liberados en la fisión impactan sobre uno o más núcleos, produciendo una fisión adicional (ver figura 2.2). Estos núcleos producen a su vez neutrones, permitiendo que el proceso se repita indefinidamente. En las centrales nucleares se utilizan materiales capaces de absorber neutrones para controlar y, eventualmente, detener el reactor, permitiendo la regulación de la fisión.

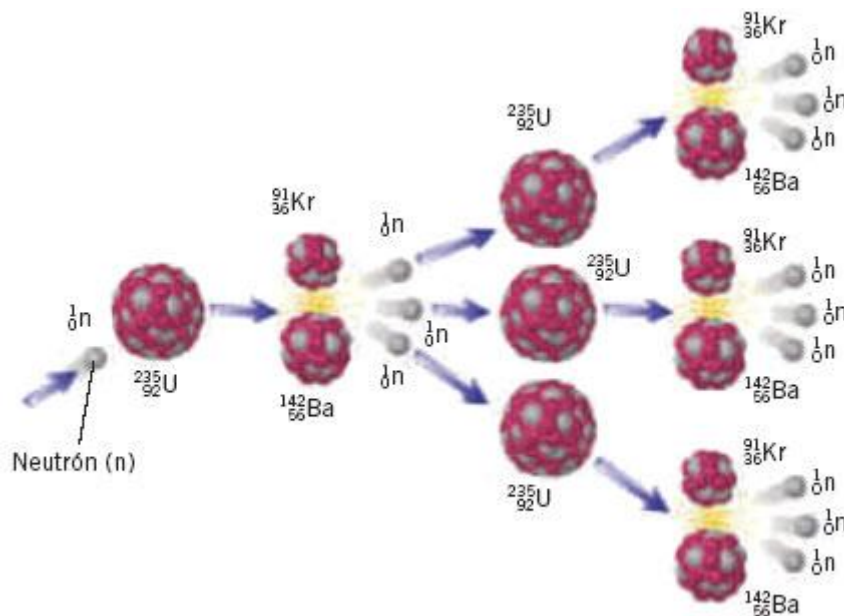


FIGURA 2.2.- Reacción en cadena de fisión nuclear de un átomo de Uranio-235

(Fuente: Apuntes asignatura Máquinas y Centrales Térmicas curso 2010/2011)

2.2.2. Fusión

La fusión nuclear es la reacción en la que varios núcleos atómicos de carga similar se unen formando un núcleo más pesado. Simultáneamente se libera una cantidad enorme de energía debido a que el peso del núcleo pesado es menor que la suma de los pesos de los núcleos más ligeros (ver figura 2.3).

No todas las reacciones de fusión producen la misma energía, depende siempre de los núcleos que se unen y de los productos de la reacción. La reacción más fácil de conseguir es la del deuterio (formado por un protón y un neutrón) y tritio (formado por un protón y dos neutrones) para formar helio (formado por dos neutrones y dos protones) y un neutrón, que libera una energía de 17,6 MeV.

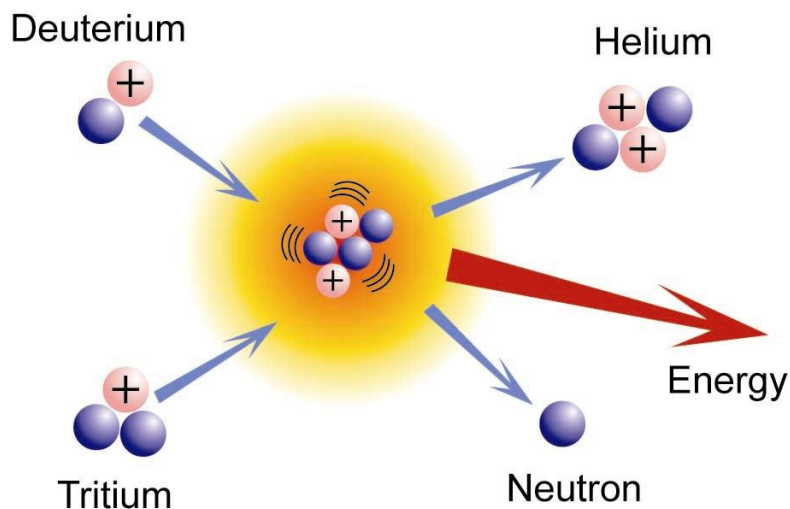


FIGURA 2.3.- Fusión de deuterio con tritio

(Fuente: Apuntes asignatura Máquinas y Centrales Térmicas curso 2010/2011)

La gran ventaja de la fusión es que es una fuente de energía prácticamente inagotable, ya que el deuterio se encuentra en el agua de mar y el agua oceánica contiene hidrógeno pesado (deuterio) suficiente para millones de años, al ritmo actual de consumo de energía y el tritio es fácil de producir a partir del neutrón que escapa de la reacción. Además, estos combustibles son baratos, no radiactivos y están repartidos geográficamente de manera abundante.

Por otro lado, la fusión nuclear es un sistema notablemente más seguro que la fisión, puesto que el reactor sólo contiene el combustible para los diez segundos siguientes al inicio de la reacción. Puesto que la fusión no es una reacción en cadena, no es posible que se pierda el control ya que la reacción puede detenerse cerrando el suministro de combustible.

Actualmente en el estudio de la fusión nuclear destaca el ITER (International Thermonuclear Experimental Reactor) que es el proyecto más avanzado en fusión nuclear por confinamiento magnético. El proyecto ITER cuenta con un reactor experimental basado en el diseño ruso Tokamak y su objetivo es determinar la viabilidad técnica y económica de la fusión nuclear para la generación de energía eléctrica, como fase previa a la construcción de una instalación de demostración comercial.

2.3. Centrales nucleares

Una central o planta nuclear es una instalación industrial empleada para la generación de energía eléctrica a partir de la energía que se libera en las reacciones o procesos nucleares descritos en el apartado 2.2.

La energía desprendida cuando tienen lugar estos procesos nucleares aparece normalmente en forma de partículas subatómicas en movimiento. Esas partículas, al frenarse debido al contacto con la materia que las rodea, producen energía térmica que puede transformarse en energía mecánica mediante el uso de motores de combustión externa, como son las turbinas de vapor. Esta energía mecánica es la que se emplea para la generación de energía eléctrica en las centrales nucleares.

Una central nuclear consta principalmente de cinco partes (ver figura 2.4):

- **Generador de calor:** reactor o núcleo de la central donde se producen las reacciones nucleares necesarias y la liberación de calor o energía térmica.
- **Generador de vapor:** intercambiador en el que, gracias al calor generado en el reactor, se forma el vapor necesario para accionar la turbina. Dependiendo del tipo de central esta función puede realizarla el propio reactor.
- **Generador de energía mecánica:** turbina en la que se genera energía mecánica a partir de la energía contenida en el vapor.
- **Generador de electricidad:** generador donde se produce energía eléctrica a partir de la energía mecánica que la turbina transmite al alternador.
- **Condensador:** intercambiador de calor que enfría el vapor transformándolo nuevamente en líquido y permitiendo el reinicio del proceso.

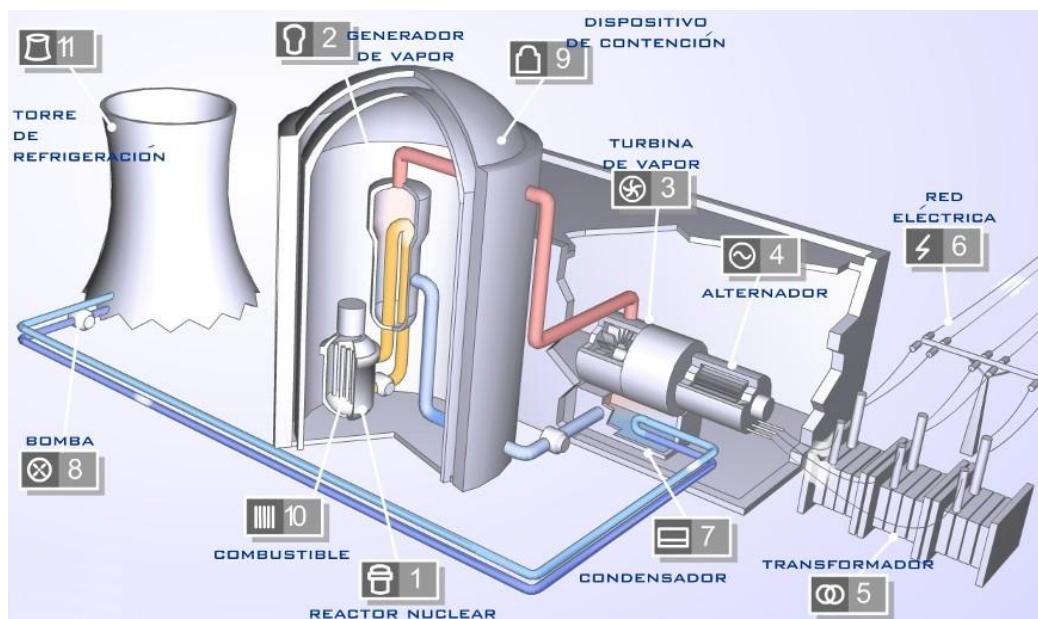


FIGURA 2.4.- Componentes de una central nuclear

(Fuente: Periódico ABC)

De esta forma, el reactor nuclear será el encargado de provocar y controlar las fisiones atómicas que generarán una gran cantidad de calor. Con este calor se calentará el agua para convertirla en vapor a alta presión y temperatura.

El agua transformada en vapor sale del edificio de contención debido a la alta presión a la que está sometido hasta llegar a la turbina, haciéndola girar a gran velocidad. En este momento, parte de la energía calorífica contenida en el vapor se transforma en energía cinética. La turbina está conectada a un generador eléctrico o alternador, mediante el cual se transformará la energía cinética en energía eléctrica.

Por otra parte, el vapor de agua que sale de la turbina, aun habiendo perdido cierta energía calorífica, sigue estando en estado gaseoso y a una temperatura muy elevada. Para poder reutilizarla, es necesario refrigerarla antes de volver a introducirla en el circuito, por lo que, una vez ha salido de la turbina, el vapor se introduce en un intercambiador de calor denominado como depósito de condensación, donde se enfría al entrar en contacto con las tuberías de agua fría. Entonces, el vapor vuelve al estado líquido, pudiendo ser redirigido nuevamente al reactor mediante una bomba para volver a repetir el ciclo.

Por este motivo las centrales nucleares siempre están instaladas cerca de una fuente abundante de agua fría (mar, río o lago), de manera que puedan aprovechar este agua en el depósito de condensación. La columna de humo blanco que se puede ver saliendo de determinadas centrales es el vapor de agua que se provoca durante este proceso de intercambio de calor.

2.3.1. Centrales nucleares en España

En España se encuentran actualmente en funcionamiento seis centrales nucleares, todas ellas en la península, dos de las cuales disponen de dos reactores cada una, por lo que suman un total de ocho reactores, con una potencia instalada de 7.851,17 MW (ver figura 2.5).

- **Central nuclear de Almaraz:** situada en el municipio de Almaraz (provincia de Cáceres, Extremadura) y refrigerada por el río Tajo. Cuenta con dos reactores, conocidos como Almaraz I y Almaraz II, del tipo PWR con una potencia instalada de 2.080,3 MW. Los reactores entraron en servicio en 1981 y 1983 respectivamente y cuentan con autorización de explotación hasta el año 2020.
- **Central nuclear de Ascó:** situada en el municipio de Ascó (provincia de Tarragona, Cataluña) y refrigerada por el río Ebro. Cuenta con dos reactores, conocidos como Ascó I y Ascó II, del tipo PWR con una potencia instalada de 2.059,71 MW. Los reactores entraron en servicio en 1983 y 1985 respectivamente y cuentan con autorización de explotación hasta el año 2021.

- **Central nuclear de Cofrentes:** situada en el municipio de Cofrentes (provincia de Valencia) y refrigerada por el río Júcar. Cuenta con un reactor del tipo BWR-6 y con una potencia instalada de 1.092,02 MW. Entró en servicio en 1984 y cuenta con autorización de explotación hasta el año 2021.
- **Central nuclear Santa María de Garoña:** situada en el municipio de Santa María de Garoña (provincia de Burgos, Castilla y León) y refrigerada por el río Ebro. Cuenta con un reactor del tipo BWR y con una potencia instalada de 466 MW. Entró en servicio en 1971 y cuenta con autorización de explotación hasta el año 2013, aunque se encuentra en negociaciones con el Gobierno para ampliar dicha autorización.
- **Central nuclear de Trillo:** situada en el municipio de Trillo (provincia de Guadalajara, Castilla la Mancha) y refrigerada por el río Tajo. Cuenta con un reactor del tipo PWR y con una potencia instalada de 1.066 MW. Entró en servicio en 1988 y cuenta con autorización de explotación hasta el año 2014.
- **Central nuclear de Vandellós:** situada en el municipio de Vandellós (provincia de Tarragona, Cataluña) y refrigerada por el mar Mediterráneo. Cuenta con un reactor activo, conocido como Vandellós II, del tipo PWR y con una potencia instalada de 1.087,14 MW. Entró en servicio en 1987 y cuenta con autorización de explotación hasta el año 2020.

Además, se encuentran en fase de desmantelamiento otros dos reactores nucleares:

- **Central nuclear José Cabrera:** situada en el municipio de Almonacid de Zorita (provincia de Guadalajara, Castilla la Mancha) y refrigerada por el río Tajo. Contaba con un reactor del tipo PWR y con una potencia instalada de 150 MW. Entró en servicio en 1969 y detuvo su actividad en el año 2006.
- **Vandellós I:** situado en el municipio de Vandellós (provincia de Tarragona, Cataluña) y refrigerada por el mar Mediterráneo. Se trata del primer reactor de la Central nuclear de Vandellós, del tipo GCR y con una potencia instalada de 480 MW. Entró en servicio en 1972 y detuvo su actividad en el año 1989.

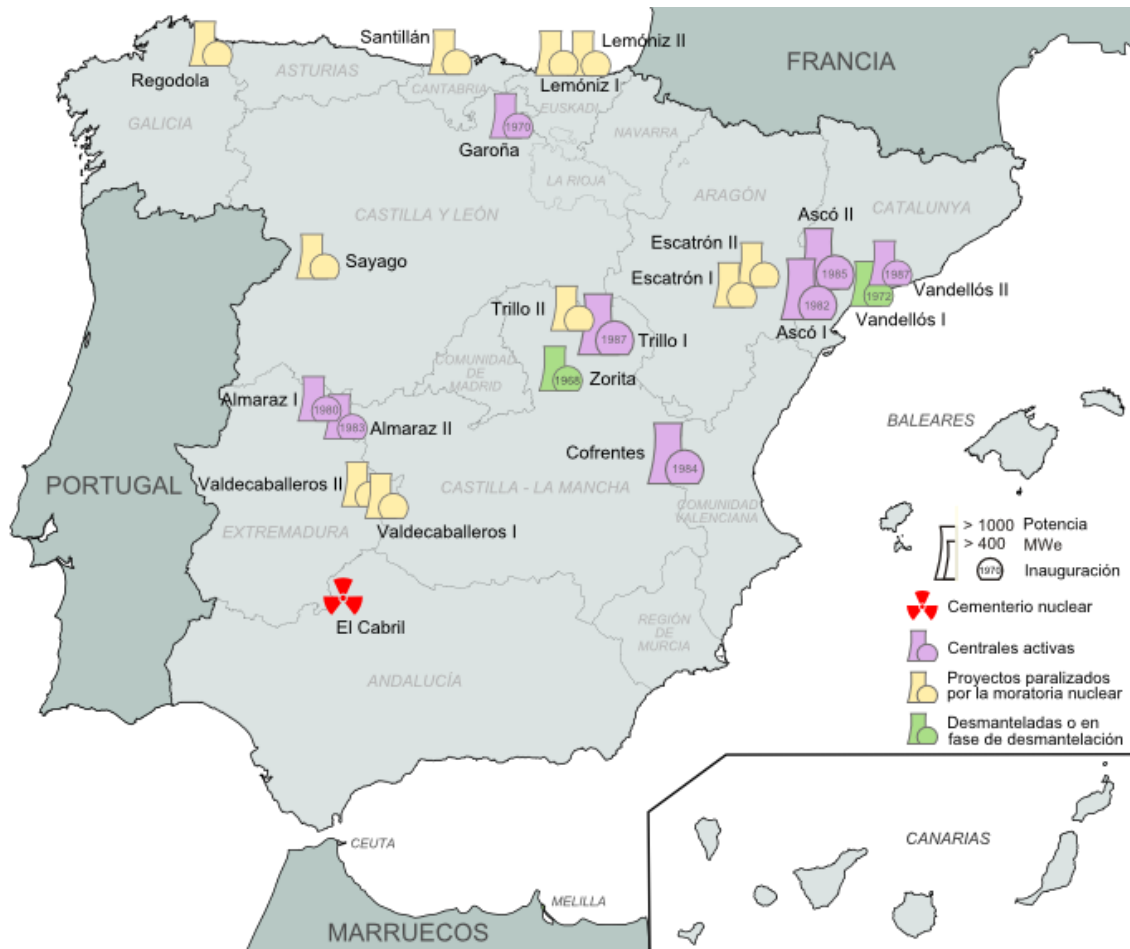


FIGURA 2.5.- Centrales nucleares en España

(Fuente: Wikipedia)

En el año 1982, tras la elección de Felipe González como presidente del Gobierno, se suspendió el ambicioso programa nuclear que se encontraba en desarrollo, ya que la fuerte presión social había hecho incluir esta suspensión en el programa electoral del PSOE.

Finalmente, en el año 1991, se paralizaron primero y se suspendieron después, las obras de siete centrales nucleares proyectadas (Lemoniz I y II, Trillo II, Regodola I, Sayago I y Valdecaballeros I y II), algunas de las cuales estaban ya totalmente construidas y preparadas para proceder a la primera carga de combustible.

Las pérdidas debidas a la moratoria nuclear alcanzaron los 729.000 millones de pesetas, dadas las enormes inversiones que habían tenido que realizar las eléctricas y que nunca podrían amortizar. Para compensarlas, el Gobierno aprobó en 1997 una disposición por la que permite a las compañías eléctricas cobrar un porcentaje de la factura de la luz.

2.4. Residuos radiactivos

2.4.1. Radiactividad

La mayor parte de los elementos presentes en la naturaleza poseen núcleos estables cuya constitución (el número de protones y de neutrones que contienen) no varía con el tiempo a no ser que se les someta al bombardeo de otras partículas nucleares de manera artificial. Los elementos naturales desde el Hidrógeno (de número atómico $Z=1$) hasta el Plomo (de número atómico $Z=82$) están compuestos por uno o varios isótopos con núcleos estables.

Los elementos naturales con número atómico superior al del Plomo hasta llegar al Uranio (de número atómico $Z=92$) tienen núcleos más o menos inestables que tienden, a lo largo del tiempo y con mayor o menor rapidez, a modificar su composición mediante la emisión espontánea de algunas partículas que los constituyen.

A este fenómeno de transformación nuclear espontánea se le denomina **radiactividad** y a los átomos que así se comportan radioisótopos o radionucleidos. El ritmo o rapidez de transformación espontánea es característico de cada radionucleido y viene expresado por la llamada constante de desintegración.

La estabilidad o inestabilidad de los núcleos depende únicamente de la estructura del núcleo, siendo independiente de factores externos a éste como pudieran ser la temperatura, la presión o el estado químico. Dicha estabilidad está muy relacionada con la energía de enlace por nucleón de la especie nuclear en cuestión; cuanto mayor sea ésta, mayor será la estabilidad.

Los procesos radiactivos tienen por escenario el núcleo atómico. A pesar de las fuerzas nucleares que mantienen la cohesión de los núcleos, éstos no son inmutables. Muchos núcleos son inestables y alteran su composición espontáneamente mediante la emisión de partículas; este proceso implica una desintegración nuclear.

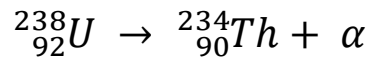
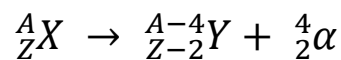
Cuando un núcleo inestable experimenta un proceso de desintegración radiactiva, se transforma en otro núcleo que posee o que conducirá a una configuración más estable. En los procesos radiactivos en los que se emiten partículas cargadas (radiactividad alfa y radiactividad beta), el núcleo residual pertenece a una especie nuclear distinta de la del núcleo original. En los procesos en que tan sólo se emite radiación electromagnética (radiactividad gamma) el núcleo residual pertenece a la misma especie nuclear que el originario.

Así, de acuerdo con la naturaleza de la radiación emitida existen tres tipos fundamentales de procesos radiactivos:

Desintegración alfa

La desintegración alfa consiste en la emisión espontánea de partículas que son núcleos de Helio y por tanto están constituidas por dos protones y dos neutrones fuertemente ligados. Son partículas pesadas doblemente cargadas con carga positiva.

Cuando un núcleo emite una partícula alfa, su número atómico disminuye en dos unidades y su número másico disminuye en cuatro unidades. El proceso puede simbolizarse mediante la siguiente expresión:



Este fenómeno es consecuencia de la repulsión eléctrica entre los protones del núcleo atómico. El espectro energético de las partículas alfa es un espectro discreto, es decir, las partículas se emiten con una energía determinada, característica del radionucleido considerado.

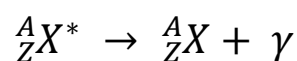
La mayoría de los radionucleidos que emiten partículas alfa son núcleos pesados, con número másico mayor de 140.

Desintegración beta

La desintegración beta es el resultado de la desintegración de los neutrones o protones del núcleo cuando éste se encuentra en un estado excitado y aúna tres procesos radiactivos distintos: la desintegración β^- o emisión de un electrón, la desintegración β^+ o emisión de un positrón y la captura electrónica (CE) o captura de un electrón cortical por el núcleo atómico.

Desintegración gamma

La emisión de rayos gamma representa para el núcleo un medio para desprenderse de su energía de excitación. Un núcleo que acaba de experimentar una desintegración alfa o beta puede quedar en un estado excitado, pero podrá desexcitarse emitiendo un fotón γ . El proceso puede simbolizarse mediante la siguiente expresión:



donde el asterisco representa que el núcleo estaba en un estado excitado.

A los isótopos emisores de positrones se les debe considerar en la práctica como emisores de radiación gamma ya que por ser los positrones partículas inestables, se unen a electrones teniendo lugar la aniquilación de ambas partículas y convirtiéndose la masa en energía que aparece en forma de dos fotones de radiación gamma de 0,511 MeV de energía cada uno.

En la figura 2.6 se representa la capacidad de penetración de los tres tipos de radiaciones ionizantes. Así, para detener las partículas alfa basta con interponer una simple hoja de papel. Las partículas beta no pueden atravesar una capa de plástico o aluminio. Sin embargo, los rayos gamma necesitan una barrera mucho más gruesa y de un material con mayor capacidad aislante, siendo los más energéticos capaces de atravesar el plomo.

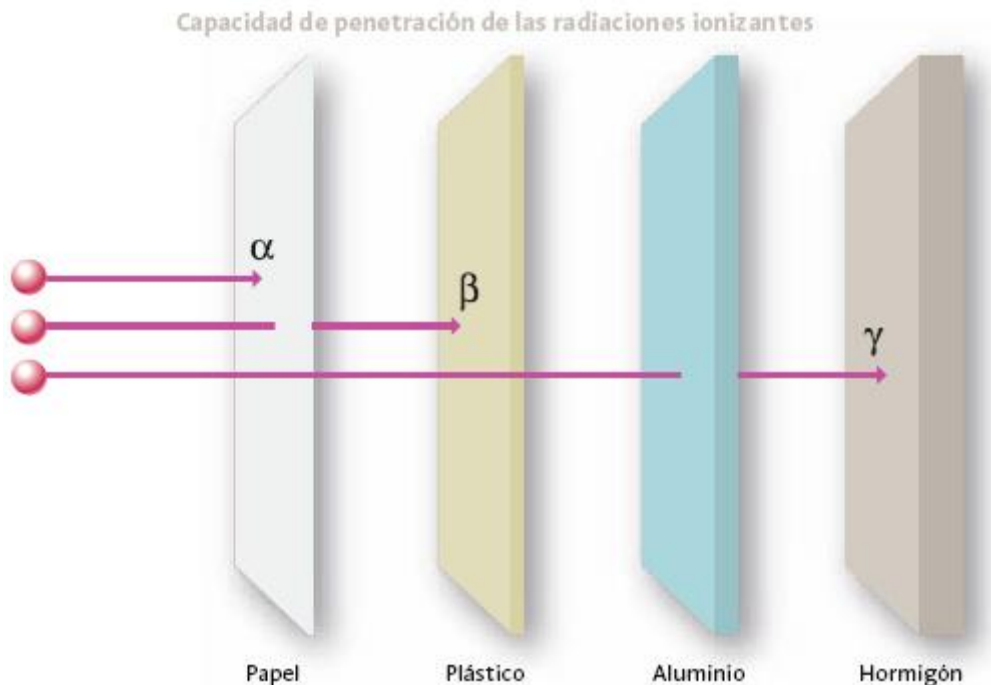


FIGURA 2.6.- Capacidad de penetración de las radiaciones ionizantes

El origen de la radiactividad puede ser natural o artificial. La radiactividad natural proviene de aquellos materiales radiactivos que se encuentran en la corteza terrestre desde su formación (los llamados primigenios), muchos de los cuales pueden hallarse en el aire y los alimentos; de la interacción entre los rayos cósmicos y materiales terrestres que no eran originalmente radiactivos (los llamados cosmogénicos); de origen extraterrestre o de sustancias que se encuentran en organismo humano como son el Potasio o el Carbono.

Esta radiactividad natural o radiación de fondo, que forma parte del medio ambiente, no es uniforme en cada punto del planeta. Su distribución depende de

distintos factores como la altura sobre el nivel del mar (la radiación exterior es retenida en parte por la atmósfera), del contenido del material radiactivo en el suelo (porcentaje de granitos por ejemplo), etc.

Aparte de dichos elementos radiactivos naturales se dispone actualmente de un gran número de isótopos radiactivos artificiales resultantes de reacciones nucleares provocadas por el hombre, con las que se realiza la transmutación de unos elementos químicos estables en otros inestables y por tanto radiactivos. Se consiguen tales reacciones haciendo impactar partículas nucleares a gran velocidad contra los átomos del elemento que se quiere transmutar.

Dicha radiactividad artificial, por tanto, es la que tiene su origen en las aplicaciones que el ser humano hace de las radiaciones ionizantes en campos tales como la producción de electricidad, la medicina, la industria o la investigación. De este modo, en función de las características naturales del lugar donde se habite, así como del desarrollo tecnológico de la sociedad a la que se pertenezca, las personas estarán sometidas a diferentes niveles de radiactividad.

El Comité Científico de las Naciones Unidas para el Estudio de los Efectos de las Radiaciones Atómicas (UNSECAR) ha calculado la aportación de las distintas fuentes a la actividad radiológica media a la que está expuesto un adulto.

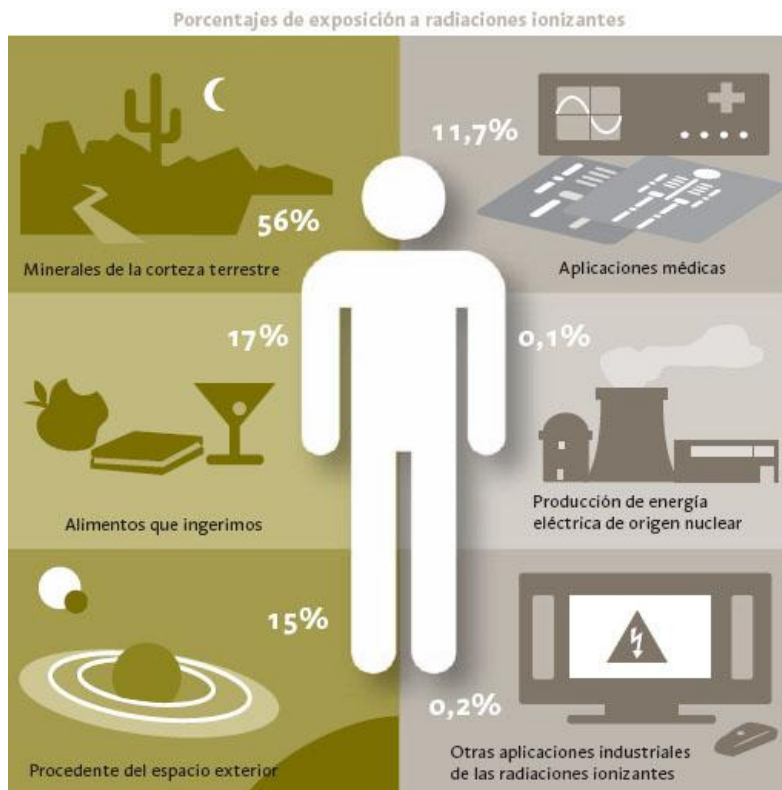


FIGURA 2.7.- Porcentaje de exposición a radiaciones ionizantes

Como puede observarse en la figura 2.7, estos valores medios, expresados porcentualmente, se distribuyen entre el 56% que aportan los minerales de la corteza terrestre, el 17% de los alimentos que ingerimos, el 15% procedente del espacio exterior, el 11,7% de aplicaciones médicas, el 0,1% de la producción de energía eléctrica de origen nuclear y el 0,2% de otras aplicaciones industriales de las radiaciones ionizantes. Es decir, un 88% del total tiene origen natural y el 12% procedencia artificial.

Asimismo, el ser humano experimenta 12.000 desintegraciones por segundo como consecuencia de su propia composición química.

La interacción entre la radiación y la materia se puede producir por irradiación o por contaminación. En el primer caso, la radiación incide directamente sobre la materia, mientras que en el segundo se deposita en la materia la fuente o sustancia emisora de radiación.

La protección de los seres vivos contra los efectos de la radiación se logra evitando que se produzca dicha interacción entre la materia y la radiación; es decir, evitando la irradiación y la contaminación.

En el caso de la irradiación, se puede lograr por simple distanciamiento de la fuente o reducción del tiempo de exposición, así como interponiendo las barreras o los materiales adecuados entre la fuente y los seres vivos. La contaminación se impide sellando las fuentes radiactivas, esto es, poniendo en torno a las mismas los materiales que no permitan que el agua o cualquier otro agente externo los disperse en el medio ambiente.

En definitiva, en ambos casos la protección se logra, de forma común, interponiendo entre los radionucleidos y los seres vivos las barreras adecuadas, tanto para blindar contra la radiación, como para confinar la radiactividad.

2.4.2. Residuos radiactivos, definición y clasificación

Un residuo radiactivo es “cualquier material o producto de desecho, para el cual no está previsto ningún uso, que contiene o está contaminado con radionucleidos en concentraciones o niveles de actividad superiores a los establecidos por el Ministerio de Industria y Energía, previo informe del Consejo de Seguridad Nuclear”. Disposición adicional cuarta de la Ley 54/1997, de 27 de noviembre, reguladora del Sector Eléctrico (BOE del 28 de noviembre).

Estos residuos pueden suponer un riesgo para el ser humano y el medio ambiente debido a las radiaciones ionizantes que emiten los radionucleidos en ellos contenidos, por lo que deben ser controlados y gestionados de manera segura. Sin embargo, a

diferencia de otros residuos tóxicos que se generan en otras actividades industriales, la toxicidad de los residuos radiactivos decrece con el tiempo, a medida que se desintegran los isótopos presentes en ellos y se transforman en elementos químicos estables.

Existe una amplia variedad de residuos radiactivos. Históricamente, se han realizado diversas clasificaciones atendiendo a diferentes características de los mismos. Así, en un principio se dividieron atendiendo a su estado físico, haciéndolo posteriormente en función de su radiactividad específica y del tipo de radiación que emitían.

Actualmente la clasificación más utilizada es la que se refiere al sistema de tratamiento y almacenamiento que puede utilizarse para los diferentes tipos de residuos. Esta clasificación considera, fundamentalmente, el periodo de semidesintegración que tienen los diferentes radionucleidos contenidos, así como la actividad específica de los mismos, factores que en definitiva son indicativos del riesgo que pueden suponer y por lo tanto de la complejidad de las soluciones técnicas y medidas de seguridad a tomar en su control y gestión.

En función de estas características y su forma de gestión, que se detalla a lo largo del documento, los residuos se clasifican básicamente en tres grupos:

Residuos de Muy Baja Actividad (RBBA)

Los RBBA son aquellos materiales emisores beta-gamma sólidos o solidificados que están contaminados o activados y cuyo contenido radiactivo no supera los límites que se determinen. Presentan, en general, actividades específicas entre 1 y 100 Bq/g, pudiendo llegar hasta varios miles en el caso de algunos radionucleidos de baja radiotoxicidad o de cantidades pequeñas. Deberán cumplir los criterios de aceptación establecidos por Enresa para este tipo de residuos.

Residuos de Baja y Media Actividad (RBMA)

Los RBMA son aquellos materiales emisores beta-gamma que poseen una actividad moderada, no generan calor, contienen básicamente isótopos con un periodo de semidesintegración inferior a 30 años y cuyo contenido en emisores alfa es inferior a 0,37 GBq/t (0,01 Ci/t en promedio). Deberán cumplir los criterios de aceptación establecidos por Enresa para este tipo de residuos

Transcurridos aproximadamente 300 años los RBMA verán reducida su actividad hasta tal punto que, desde ese momento, las dosis radiactivas derivadas de los mismos serán equivalentes a las correspondientes al fondo natural.

En España los RBMA se producen en las siguientes actividades:

- En la minería y el tratamiento del mineral de uranio, donde se producen grandes volúmenes de residuos de muy baja actividad de vida larga, que se gestionan disponiéndolos de manera controlada en eras o en diques.
- En la fabricación del combustible para las centrales nucleares, donde se generan pequeñas cantidades de residuos sólidos y líquidos, ligeramente contaminados.
- En el funcionamiento de las centrales nucleares.
- En el desmantelamiento de las centrales nucleares, donde se generan grandes volúmenes de residuos radiactivos.
- En el ámbito sanitario, donde se usan isótopos radiactivos para el diagnóstico y tratamiento de enfermedades y se generan materiales residuales contaminados.
- En las actividades industriales, donde se usan fuentes encapsuladas para el control y la inspección de procesos que una vez finalizada su vida útil deben ser gestionadas como residuos.

Residuos de Alta Actividad (RAA)

Los RAA son aquellos materiales que contienen emisores alfa de vida larga, con periodo de semidesintegración superior a 30 años, en concentraciones apreciables y que pueden generar calor por efecto de la desintegración radiactiva, ya que su actividad específica es elevada.

Los residuos de alta actividad, en general, están fundamentalmente constituidos por:

- El combustible nuclear utilizado en las centrales nucleares una vez que ha dejado de ser útil para la producción de energía eléctrica, cuando no se ha previsto la reutilización de los materiales contenidos en ellos y se haya decidido gestionar los combustibles gastados o irradiados como residuos (en el caso de que se haya optado por el ciclo nuclear abierto).
- Los residuos líquidos de alta actividad vitrificados en forma sólida generados en las primeras etapas del reprocesado de los combustibles irradiados, una vez separados el uranio no consumido y el plutonio formado del resto de los componentes contenidos en los combustibles irradiados, para su posterior uso en la fabricación de combustibles de reactores de fisión más avanzados (en el caso de que se haya optado por la política de ciclo nuclear cerrado).

En España no existe ninguna instalación de reproceso de combustible nuclear, por lo que los materiales a gestionar son los propios elementos combustibles generados en las nueve centrales nucleares en operación y los residuos de alta actividad vitrificados procedentes del reprocesado en Francia de los combustibles de la central de Vandellós I, además de otras pequeñas cantidades de otros RAA o vida larga de diferentes procedencias (como del desmantelamiento de centrales nucleares españolas).

2.4.3. Gestión de residuos radiactivos

Se entiende por gestión de residuos nucleares como el conjunto de actividades que conducen a su reutilización, su desaparición o su neutralización y evacuación a lugares adecuados, garantizando la seguridad a largo plazo.

De este modo, la gestión de los residuos radiactivos comprende todas las actividades técnicas y administrativas desde que se generan hasta que se almacenan de forma definitiva, incluyendo todas las operaciones intermedias de manejo, tratamiento, acondicionamiento y almacenamiento temporal, además del almacenamiento definitivo.

Desde el punto de vista de la seguridad y la protección radiológica, el objetivo principal que debe perseguir la gestión de los residuos radiactivos es limitar las exposiciones a la radiación de los trabajadores y del público, minimizando los posibles efectos a largo plazo en el medio ambiente, sin que supongan cargas indebidas para las generaciones futuras.

Dicha gestión ha de hacerse de forma adecuada y segura, siendo necesario para ello la realización de estudios de seguridad, impacto ambiental, etc. y la consiguiente evaluación de riesgos, que deben ser aprobados por los correspondientes organismos competentes en la materia.

Este objetivo ha sido desglosado en una serie de principios de protección y bases éticas y medioambientales desarrollados por los organismos internacionales CIRP (Comisión Internacional de Protección Radiológica), OIEA (Organismo Internacional de Energía Atómica), OCDE/AEN (Agencia para la Energía Nuclear de la Organización de Cooperación y Desarrollo Económico) y la CE (Comisión Europea).

Con el fin de alcanzar un consenso internacional en la seguridad de la gestión de los residuos radiactivos, estos organismos internacionales han formulado recomendaciones y normativa, entre los que destaca:

- La “Convención conjunta sobre la seguridad en la gestión del combustible gastado y la seguridad en la gestión de los desechos radiactivos”, elaborada en el seno del OIEA, ratificada por España el 11 de mayo de 1999.

- Las Directivas de impacto ambiental de la CE, que obligan a los países miembros a someter determinados proyectos, entre los que se encuentran el almacenamiento definitivo de los residuos radiactivos de media y baja actividad, el almacenamiento del combustible irradiado fuera de las centrales nucleares y el almacenamiento definitivo los residuos de alta actividad, a una evaluación de impacto ambiental para garantizar que las mismas no suponen un impacto indeseable.

Estos documentos reconocen el derecho del público a la información sobre cuestiones relativas a la seguridad de la gestión del combustible gastado y los residuos radiactivos, así como a su participación en los procesos de toma de decisiones previas a la construcción de algunos proyectos en materia medioambiental, entre los que se incluyen las instalaciones de almacenamiento definitivo de residuos radiactivos.

En este sentido, resulta notable la influencia de los medios de comunicación en la población, que recibe constantemente mensajes de riesgo. En el campo concreto de la radiactividad, y dado que ésta es invisible, inodora e intangible, juega un papel fundamental la credibilidad y la confianza que otorgue la sociedad a las fuentes de información, ya sean éstas provenientes de las administraciones, organismos públicos o sectores privados, industrias, etc.

Según las encuestas de opinión, España se encuentra en torno a la media europea respecto a la preocupación y desconfianza que inspiran a la población el tema de los residuos radiactivos y su gestión. Una mayoría amplia lo asocia básicamente a las centrales nucleares y lo considera un problema importante con riesgos asociados. Aún existe bastante grado de desconocimiento sobre la forma de gestionar este tipo de residuos, aunque, en general, quien ha tenido acceso a la información sobre qué se hace con los residuos radiactivos opina que la gestión es buena o muy buena.

Cuando se pregunta a los ciudadanos sobre el tipo de planta o vertedero de residuos que no aceptaría nunca cerca de su vivienda, sobresale el almacenamiento de los residuos radiactivos, por muchas garantías de seguridad que se les ofrezcan. Aquí radica uno de los problemas fundamentales: la necesidad de gestionar los residuos radiactivos con garantía lo que representa una necesidad nacional, debe resolverse con instalaciones concretas que requieren de una fuerte implicación local. Por tanto, los mecanismos que han de establecerse para la toma de decisiones deben potenciar la coherencia global dentro del país desde el ámbito local al nacional y viceversa.

Es evidente que las entidades locales que puedan verse involucradas en la toma de decisiones tendrán un papel preponderante siempre en el contexto de voluntariedad, transparencia de la información y diálogo y participación abierta de sus ciudadanos.

De todo lo anterior se desprende la necesidad imperiosa de comunicar a la sociedad y sus representantes más significados la realidad presente y perspectivas de futuro en materia de gestión de residuos radiactivos. Así el público podrá entender mejor los procesos y percibirá los riesgos desde una óptica más racional y menos emocional. Riesgos, dicho sea de paso pequeñísimos en lo que a gestión de residuos radiactivos se refiere, y prueba de ello es que en nuestro país no ha ocurrido ningún incidente relevante durante la gestión de los residuos después de recorrer más de 3 millones de kilómetros transportando residuos, de haber retirado más de 22.000 pararrayos radiactivos, de haber desmontado por completo una fábrica de concentrados de uranio, haber desmantelado una gran central nuclear (en un 80%), estar desmantelando otra central en su totalidad, haber acondicionado y almacenado del orden de unos 35.000 m³ de residuos, etc.

2.4.3.1. Acondicionamiento de residuos radiactivos

Desde el momento en que se generan y hasta que se almacenan, los residuos radiactivos sufren un proceso de acondicionamiento que depende, fundamentalmente, de sus características físico químicas y radiológicas.

Residuos líquidos

Los residuos líquidos se segregan en función de su condición acuosa u orgánica, para posteriormente tratarlos utilizando distintos métodos físicos y químicos, con la finalidad de reducir su contaminación y su volumen.

Dentro de los métodos físicos se emplean la filtración, la centrifugación y la evaporación. Los métodos químicos más habituales son la precipitación y el intercambio iónico. La mayoría de los residuos pasa por varios de estos procesos hasta que la descontaminación alcanza los niveles deseados.

Finalmente, los residuos tienen que solidificarse, pues es la forma más segura de transportarlos y almacenarlos. Para ello se mezclan uniformemente con hormigón, mortero o cemento.

Residuos sólidos

Los residuos sólidos se segregan en función de su contaminación y de sus propiedades físico-químicas. El objetivo principal de su acondicionamiento es reducir el volumen a tratar. Para ello, se emplean técnicas de descontaminación, troceado, trituración y compactación. Este último tratamiento consigue reducir el volumen inicial hasta un 30%.

La descontaminación se lleva a cabo mediante diversos procesos, como la limpieza con agua a presión, los baños químicos, etc.

Por último, los residuos sólidos se inmovilizan creando un bloque con cemento que es más manejable y que supone la forma más segura de transportar y almacenar dichos residuos.

Los residuos orgánicos se incineran con el objetivo de poder solidificarlos, bloqueando posteriormente las cenizas introduciendo mortero en el bidón que las contiene.

2.4.3.2. Transporte de residuos radiactivos

Las diversas aplicaciones del material radiactivo, en el campo médico, industrial y nuclear requieren su transporte desde los suministradores a las instalaciones usuarias y posteriormente de los residuos radiactivos generados por éstas hasta los centros de tratamiento.

Se estima que en el mundo se efectúan al año decenas de millones de envíos de material radiactivo; por ejemplo, tan sólo en la Comunidad Europea el número de bultos transportados durante un año supera el millón y medio. Sin embargo, este tipo de materiales sólo supone el 2% de los transportes de mercancías peligrosas. Una mínima parte de los envíos radiactivos, alrededor del 5% de los bultos, están asociados al ciclo de combustible nuclear, mientras que la mayor parte de los transportes contiene pequeñas cantidades de materiales radiactivos que se usan con fines de diagnóstico médico, en ciertas aplicaciones industriales o con fines de investigación. Algunos envíos corresponden a fuentes radiactivas de gran actividad utilizadas fundamentalmente en la terapia del cáncer.

Los transportes se realizan por tierra, mar y aire, siendo la vía aérea la más utilizada, sobre todo para el material radiactivo usado en aplicaciones médicas, ya que por su naturaleza isotópica, sufren un decaimiento radiactivo rápido y, en consecuencia, precisa ser transportado de forma urgente. Hasta su destino final en los centros hospitalarios o de diagnóstico, estos materiales que van contenidos en embalajes de pequeño tamaño, son transportados por carretera.

El transporte marítimo es utilizado para trasladar a largas distancias grandes cantidades de material, normalmente asociadas al ciclo de combustible nuclear (minerales, concentrados, hexafluoruro de uranio, combustible, etc.). Por carretera y ferrocarril se transportan todo tipo de materiales, pero normalmente cubriendo distancias cortas.

La seguridad en el transporte descansa fundamentalmente en la seguridad del embalaje. Por ello las exigencias en el diseño de los embalajes de transporte y los procedimientos operacionales, como el etiquetado de dichos embalajes (ver figura 2.8) dependerán lógicamente del riesgo del material que se transporte.




Índice de transporte (IT)	Nivel de radiación máximo en cualquier punto de la superficie externa. (1mSv/h = 1000μSv/h)	
0*	Hasta 0,005 mSv/h	 I -BLANCA
Mayor que 0 pero no mayor que 1	Mayor que 0,005 mSv/h pero no mayor que 0,5 mSv/h	 II -AMARILLA
Mayor que 1 pero no mayor que 10	Mayor que 0,5 mSv/h pero no mayor que 2 mSv/h	 III -AMARILLA
Mayor que 10**	Mayor que 2 mSv/h pero no mayor que 10 mSv/h**	

FIGURA 2.8.- Etiquetado del bulto radiactivo según categorías

(Fuente: CSN – Revista de Seguridad Nuclear)

2.4.3.3. Almacenamiento de residuos radiactivos

El almacenaje de los residuos radiactivos difiere enormemente según se analice el caso de los RBBA y RBMA o el de los RAA.

Residuos de muy baja actividad y residuos de baja y media actividad

Este tipo de residuos se producen tanto en la generación de energía eléctrica de origen nuclear como en muy diversas aplicaciones no energéticas de los materiales

radiactivos, por lo que es muy amplio el número de países que, por un motivo u otro, han tenido que establecer sistemas de gestión para los mismos. Las soluciones consideradas son muy diversas; bastantes países han acometido de forma directa la gestión final de los mismos y establecido sistemas integrados para ello, y otros han preferido resolver de forma plena la gestión temporal, mientras que deciden sobre soluciones definitivas.

Entre los países que tienen implantadas soluciones de carácter definitivo (ver tabla 2.1), la práctica totalidad ha adoptado por lo que internacionalmente se conoce como “almacenamiento cerca de la superficie”, que puede variar desde simples “trincheras” hasta instalaciones con barreras de ingeniería, como las adoptadas en España. También hay algunas soluciones en base a galerías a distintas profundidades.

TABLA 2.1.- Instalaciones de almacenamiento definitivo de RBMA en diversos países

PAÍS	INSTALACIÓN	TIPO	SITUACIÓN
Alemania	Morsleben	Profundo	Clausurada
	Konrad	Profundo	En licenciamiento
Eslovaquia	Mochovce	Superficial	Operación
España	El Cabril	Superficial	Operación
Estados Unidos	Clive, Richland y Barnwell	Superficial	Operación comercial
	Hanford, Fernald, Idaho Nat. Lab, Los Alamos Nat. Lab, Nevada Test Site, Oak Ridge y Savannah River	Superficial	Operación DOE
	Beatty, Maxey flats, Sheffield y West Valley	Superficial	Comercial clausurada
	Texas compact	Superficial	Comercial en licenciamiento
Finlandia	Olkiluoto	Caverna	Operación
	Loviisa	Caverna	Operación

TABLA 2.1.- Instalaciones de almacenamiento definitivo de RBMA en diversos países

PAÍS	INSTALACIÓN	TIPO	SITUACIÓN
Francia	La Manche	Superficial	Clausurada
	L'Aube	Superficial	Operación
	Morvilliers (RBBA)	Superficial	Operación
Hungría	Puspokszilagy	Superficial	Operación
Japón	Rokkasho Mura	Superficial	Operación
Reino Unido	Dounreay	Superficial	Operación
	Drigg	Superficial	Operación
República Checa	Dukovany	Superficial	Operación
	Richard	Caverna	Operación
	Bratrstvi	Caverna	Operación
Suecia	Forsmark (SFR)	Caverna	Operación

De este modo, puede afirmarse a partir de la experiencia internacional acumulada que existen y están disponibles las tecnologías y los conocimientos necesarios para la gestión final segura de este tipo de residuos.

Para el caso español, resulta especialmente relevante la aproximación adoptada en Francia, porque supone la decisión clara sobre la implantación de soluciones definitivas y de sistemas que contemplan, de forma integrada y completa, todo el proceso, desde la generación hasta el almacenamiento final. Con este país se viene colaborando de forma estrecha en este campo desde hace años.

En este contexto conviene destacar también la reciente puesta en servicio en Francia de una instalación de almacenamiento final específicamente diseñada para los RBBA, junto a la que ya operaba para los RBMA.

En el panorama internacional cabe mencionar también las actividades que desarrollan los diversos organismos internacionales (UE, AEN-OCDE, y OIEA), de los que para el caso español, en el momento actual, los más interesantes son los que

corresponden a la UE, aunque se presta apoyo a las actividades que realiza el OIEA, incluyendo la colaboración técnica con terceros países.

Residuos de alta actividad

La gestión del combustible gastado que produce una central nuclear puede abordarse bajo la perspectiva del ciclo cerrado o del ciclo abierto y contempla, en ambos casos, dos etapas diferenciadas: una temporal inicial que es siempre necesaria en cualquier escenario de gestión de la segunda parte del ciclo del combustible nuclear y una posterior que supone la gestión final.

En el escenario de ciclo cerrado, el combustible irradiado se envía al cabo de pocos años de enfriamiento en la piscina de la central a las instalaciones comerciales de reprocesado del propio país o fuera de éste. Los subproductos de este tratamiento son, por una parte, los materiales con un contenido energético remanente (fundamentalmente uranio y plutonio) que pueden reutilizarse en el ciclo del combustible nuclear y, por otra, el conjunto de productos de fisión, el resto de actínidos y otros residuos tecnológicos. Cuando el reprocesado se realiza en un país diferente al que genera el combustible, es habitual que los contratos estipulen el retorno de todas estas sustancias, debidamente acondicionadas, al país de origen, que debe responsabilizarse de su gestión tanto temporal como definitiva.

En el caso de ciclo abierto, el combustible irradiado permanece almacenado temporalmente en las piscinas de las centrales, complementado, según se requiera, con otros sistemas de almacenamiento transitorio, en espera de su gestión final.

La elección del ciclo abierto o del ciclo cerrado se establece fundamentalmente como una opción energética y, por ende, estratégica y económica, que tiene repercusiones en la gestión de los residuos radiactivos.

Entre los países que han optado por el ciclo cerrado para todo o una parte del combustible irradiado en sus reactores comerciales se encuentran Francia, el Reino Unido, Japón, India y Rusia (todos ellos con plantas propias de reprocesado en operación o en proyecto), junto con Holanda y Bélgica.

Otros países que siguen el ciclo abierto en la actualidad, aunque en algún caso pueden haber reprocesado previamente, son los Estados Unidos de América, Canadá, Finlandia, Suecia, España, Taiwán y Corea del Sur.

Todos los reactores del tipo de agua ligera, como los de las centrales nucleares españolas que operan en la actualidad, disponen, por diseño, de una piscina en la que se almacena por períodos variables de tiempo el combustible gastado en unos bastidores diseñados al efecto (ver figura 2.9).

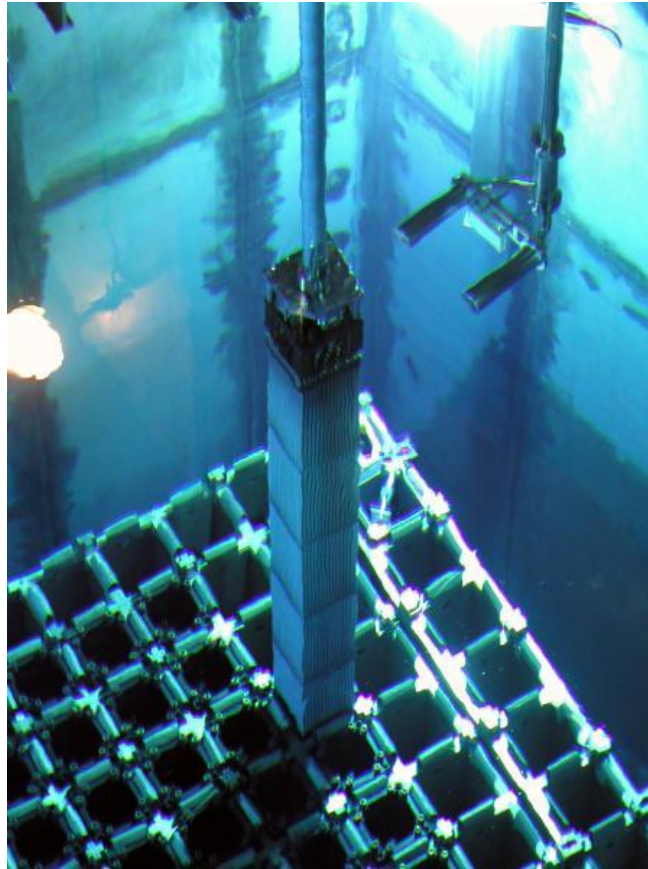


FIGURA 2.9.- Almacenamiento en la piscina de una central nuclear

El almacenamiento temporal del combustible gastado se puede llevar a cabo mediante la utilización de distintas tecnologías (tanto en húmedo como en seco), ya sea en instalaciones ligadas a las propias centrales en operación, o de modo independiente en otra instalación nuclear. Existe una experiencia favorable acumulada de más de 50 años de almacenamiento en húmedo de combustible irradiado en centrales y de más de 25 y 35 años de almacenamiento en seco de combustible de centrales de potencia y de reactores de investigación, respectivamente.

Las mayores instalaciones de almacenamiento de combustible gastado en el mundo son las piscinas de recepción de las plantas de reprocesado de La Hague (Francia), Sellafield (Reino Unido), Mayak-Chelyabinsk (Rusia) y Rokkasho (Japón). En estos mismos complejos se encuentran grandes instalaciones de almacenamiento temporal de los distintos tipos de residuos radiactivos resultantes de este tratamiento.

Por otra parte, en la práctica totalidad de los países con centrales nucleares comerciales, existen distintas instalaciones de almacenamiento temporal de combustible gastado y residuos de alta actividad, adicionales a las piscinas previstas en el diseño inicial de los reactores. Entre las más significativas de las que disponen de instalaciones

centralizadas se encuentran la denominada CLAB en Suecia, que alberga todo el combustible irradiado en los 12 grupos nucleares de aquel país en una piscina subterránea, la HABOG holandesa, la ZWILAG suiza y los silos de almacenamiento de las plantas de reprocesado, todas ellas de distintas tecnologías de almacenamiento en seco en superficie (ver tabla 2.2).

TABLA 2.2.- Instalaciones de almacenamiento temporal centralizado de combustible gastado y de RAA

PAÍS	INSTALACIÓN	TECNOLOGÍA	ALMACÉN
Alemania	Ahaus	Contenedores metálicos	Combustible gastado (CG)
	Gorleben	Contenedores metálicos	CG y vidrios
Bélgica	Dessel	Bóveda	Vidrios
Estados Unidos	PFS	Contenedores metal-hormigón	CG
Rusia	Mayak	Piscina	CG
	Krasnoyarsk	Piscina	CG
Francia	La Hague	Piscina	CG
	La Hague	Bóveda	Vidrios
	CASCAD	Bóveda	Vidrios
Holanda	HABOG	Bóveda	CG y vidrios
Reino Unido	Sellafield	Piscina	CG
	Sellafield	Bóveda	Vidrios
Suecia	CLAB	Piscina	GC
Suiza	ZWILAG	Contenedores metálicos	CG y vidrios

Respecto a la gestión a largo plazo, debe indicarse que si bien existe un amplio consenso en el ámbito internacional sobre la opción de disposición en formaciones geológicas profundas, actualmente no hay en el mundo ninguna instalación de este tipo para CG/RAA en operación. Dentro del retraso generalizado, los países que más han avanzado en esta línea serían, quizás, Finlandia y EE.UU. en tanto que cuentan con un emplazamiento en fase de caracterización, cuyas previsiones de inicio de operación en

los supuestos más favorables serían hacia el 2020 y después del 2015, respectivamente. También cuentan con programas más o menos desarrollados países como Suecia y Francia pero sin emplazamiento elegido (sólo laboratorios) y con perspectivas lejanas sobre la puesta en marcha de las instalaciones. En Gran Bretaña está abierto un proceso de discusión política y social sobre esta cuestión. Otros ejemplos fuera de la UE como Japón o Canadá aún se encuentran lejos de la situación de los primeros.

La opción de soluciones compartidas, a través de repositorios multinacionales, internacionales o regionales merece hoy en día, a pesar de los problemas de aceptación pública que conllevan, una atención creciente, sobre todo por parte de aquellos países con programas nucleares pequeños o que no disponen de formaciones geológicas adecuadas.

Respecto a otras opciones de gestión final, como es la separación y transmutación de radionucleidos de vida larga con el fin de reducir el volumen y radiotoxicidad de los residuos, su grado de desarrollo es aún preliminar para considerarlas como opciones realmente relevantes en este momento y, además, no eliminarían la necesidad última de evacuación de una cantidad significativa de residuos.

En cualquier caso, estas opciones de gestión final comentadas deberán contar con la asignación de recursos proporcionados al propio desarrollo de la estrategia nacional en este campo y ser objeto asimismo del seguimiento adecuado mediante la participación en los correspondientes programas internacionales.

CAPÍTULO 3

EMPRESA NACIONAL DE RESIDUOS RADIACTIVOS (ENRESA)

3.1. Origen y organización

Aunque la cantidad de residuos radiactivos generados es considerablemente inferior a la de otro tipo de residuos, dado que requieren de un tratamiento, confinamiento y almacenamiento a largo plazo que debe ser consecuente con unas normas específicas de seguridad, protección radiológica y conservación del medio ambiente y de las personas, así como con el principio de minimización en su generación. Es decir, deben ser adecuadamente gestionados.

Ante esta realidad, en el año 1984 el Parlamento decidió crear una empresa pública para gestionar los residuos radiactivos que se producen en España (ver figura 3.1). Nace así la Empresa Nacional de Residuos Radiactivos, S.A. o Enresa, una compañía cuyo objetivo es tratar, acondicionar y almacenar los residuos radiactivos que se generan en cualquier punto del país.

Enresa también se ocupa del desmantelamiento de centrales nucleares cuya vida útil ha terminado y de la restauración ambiental de minas e instalaciones relacionadas con el uranio.

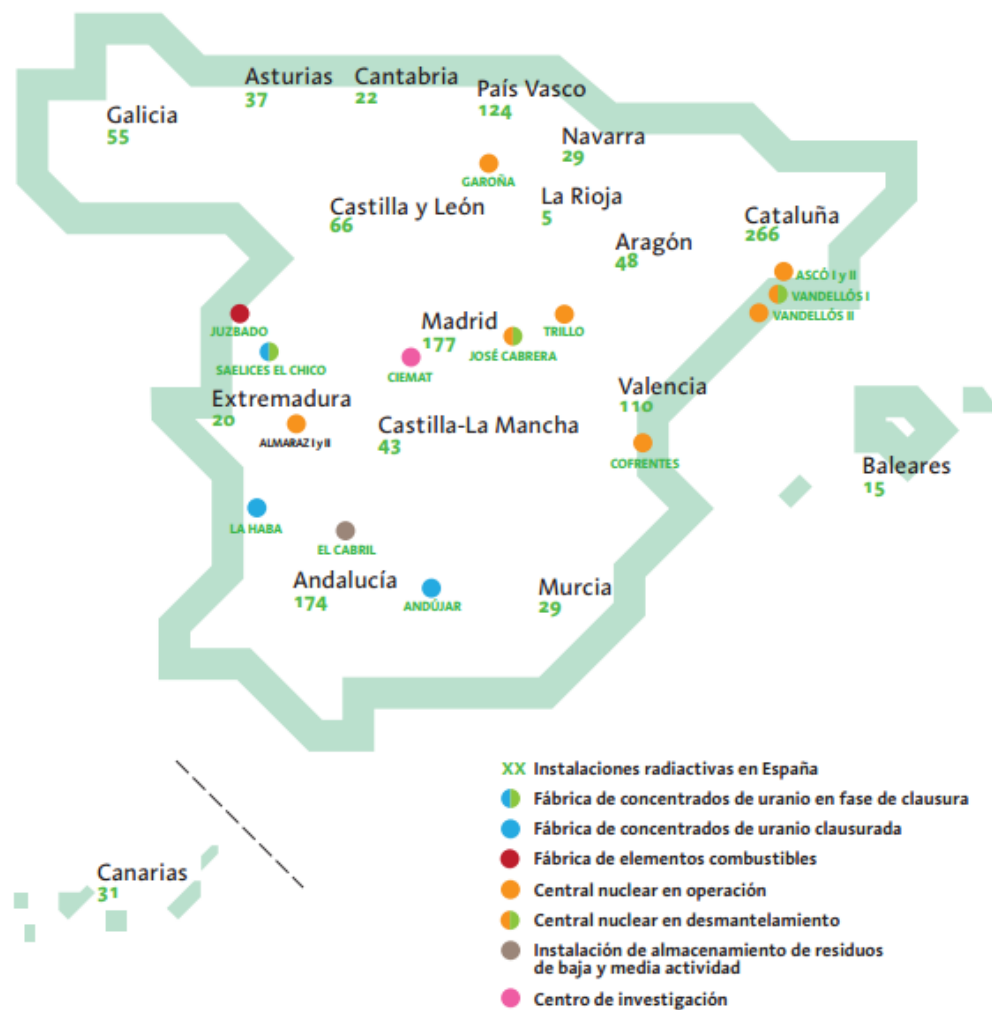


FIGURA 3.1.- Instalaciones nucleares y radiactivas en España

Hasta el año 2005, el principal sistema de financiación de la gestión de los residuos radiactivos en España estaba basado en la recaudación por anticipado de las cantidades necesarias mediante la aplicación de unos porcentajes a la facturación por venta de energía eléctrica. A partir del 1 de abril del año 2005, con motivo de la internalización de los costes recogida en el Real Decreto Ley 5/2005 de 11 de marzo, se estableció un sistema de facturación directa a las centrales nucleares. En el caso de hospitales, centros de investigación e industrias, los servicios de retirada se abonan en base a tarifas preestablecidas.

La Ley 11/2009, de 26 de octubre, en su disposición final novena, establece los mecanismos para la financiación de los residuos radiactivos y el desmantelamiento de las centrales nucleares mediante la creación de dos tasas.

La primera relativa, básicamente, a los costes de la gestión de las centrales en proceso de clausura y la segunda a los residuos producidos en las centrales en

operación. Al inicio de aplicación de esta Ley, el 1 de enero de 2010, se disponía de un fondo destinado en primer lugar a financiar los costes contemplados en la primera tasa, si en el futuro el coste real fuera mayor que el previsto, la diferencia se recuperaría a través de la tarifa eléctrica.

En el caso de la segunda tasa, además del fondo remanente, se establecen pagos en función de los kilovatios hora generados por las centrales. En caso de cierres anticipados (la vida operativa de las centrales se establece, actualmente, en cuarenta años desde su puesta en marcha) existen mecanismos para asegurar las cantidades no ingresadas.

Anualmente, Enresa realiza un análisis de los costes futuros de todas las actividades de la gestión y comprueba que los tipos de gravamen vigentes son suficientes para asegurar su financiación. En caso contrario podrán ser revisados por el Gobierno. Por tanto, en el caso de las centrales nucleares, dada la vida operativa prevista, se dispone de varios años para corregir posibles diferencias. Si se produjera, a pesar de todo, un déficit en la financiación, el Gobierno introduciría los mecanismos necesarios para corregirlo.

De este modo, el desmantelamiento de todas las centrales existentes en la actualidad estará financiado de un modo u otro por una de las dos tasas descritas.

Con esta recaudación se ha configurado un fondo destinado a financiar la gestión de los residuos y el desmantelamiento de las centrales nucleares durante los próximos decenios, evitando así trasladar su coste a las generaciones futuras. A 31 de diciembre de 2010 el Fondo para la financiación de las actividades del Plan General de Residuos Radiactivos tiene un saldo de 2.913.370 miles de euros.

Para la realización de sus actividades Enresa mantiene relaciones y está sometida al control regulador de diversos organismos (ver figura 3.2).

Entre estos organismos destaca el Ministerio de Industria, Turismo y Comercio (MITYC) que, a través de la Secretaría General de Energía y su Dirección General de Política Energética y Minas, tiene la facultad de otorgar licencias, permisos y autorizaciones necesarias a Instalaciones Nucleares y Radiactivas, así como la de elevar al Gobierno, para su aprobación, el Plan General de Residuos Radiactivos (PGRR), donde se contemplan todas las estrategias y actuaciones a llevar a cabo en esta materia en nuestro país. De este modo, el Ministerio de Industria es el organismo encargado de establecer la política de gestión a seguir en relación a los residuos radiactivos.

El Consejo de Seguridad Nuclear (CSN) actúa en representación de la población como interlocutor entre los ciudadanos y Enresa; es además la autoridad española en materia de seguridad nuclear y protección radiológica y se encarga de elaborar los

preceptivos informes y dictámenes de su competencia, enviándolos a las autoridades responsables en cada caso, rindiendo cuentas de sus actuaciones al Parlamento.

El Comité de Seguimiento y Control del Fondo para la financiación de las actividades del PGRR es el comité interministerial encargado de la supervisión y control de las inversiones transitorias relativas a la gestión financiera realizada por Enresa.

Mención especial merecen las relaciones con el Centro de Investigaciones Energéticas, Medioambientales y Tecnológicas (CIEMAT) y la Sociedad Estatal de Participaciones Industriales (SEPI), que son los accionistas de Enresa, y que apoyan y asisten constantemente las propuestas y necesidades de la empresa.

Por último, cabe destacar la relación con el Parlamento español, a quien Enresa rinde cuentas de sus actividades y proyectos, comunica necesidades legislativas e informa de las innovaciones tecnológicas en su ámbito de actuación.

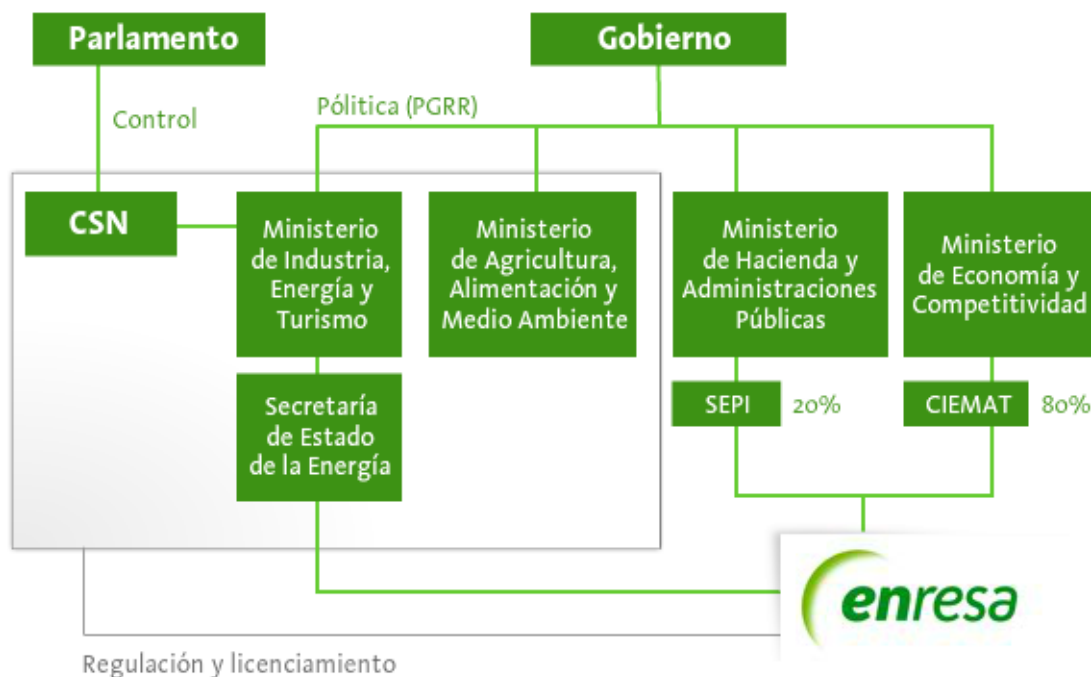


FIGURA 3.2.- Control institucional de Enresa

3.2. Actividades

El Plan General de Residuos Radiactivos (PGRR) es el documento elaborado por Enresa a petición del MITYC que recoge las estrategias, actuaciones necesarias y soluciones técnicas a desarrollar en el corto, medio y largo plazo a realizar en España en relación a los residuos radiactivos, el desmantelamiento y clausura de instalaciones

nucleares y radiactivas y su estudio económico-financiero. Es aprobado por el Consejo de Ministros y se revisa y actualiza periódicamente.

Desde la creación de Enresa se han sucedido seis Planes Generales de Residuos Radiactivos, que han marcado las líneas de actuación y los objetivos del sistema de gestión integral de los residuos que la empresa ha ido desarrollando e implantando.

El 6º Plan General de Residuos Radiactivos se basa en una propuesta que Enresa elaboró a petición del MITYC y que fue aprobado por el Consejo de Ministros del 23 de junio de 2006. Su elaboración estuvo motivada por las resoluciones de la Comisión de Industria del Congreso de los Diputados que, en 2004 y en 2005, instaban al Gobierno a crear un nuevo Plan General de Residuos Radiactivos.

Este nuevo plan recoge los principales hitos de la empresa en la gestión de residuos radiactivos, así como las actividades que deberá afrontar en los próximos años. Incluye la puesta en marcha de un Almacén Temporal Centralizado para el combustible gastado y los residuos de alta actividad generados en España y el desmantelamiento de las centrales nucleares que cumplan su vida útil.

3.2.1. Almacén de El Cabril

El Cabril es la instalación de almacenamiento de residuos radiactivos de baja y media actividad de España. Está diseñada para cubrir el total de las necesidades actuales de almacenamiento de este tipo de residuos, incluidos los procedentes del desmantelamiento de las centrales nucleares (ver figura 3.3).



FIGURA 3.3.- Instalaciones del almacén de RBMA de El Cabril

Se encuentra en la Sierra Albarrana, en la provincia de Córdoba, y su historia como lugar de almacenamiento de residuos se remonta a 1961, cuando la Junta de Energía Nuclear ejecutó el traslado de los primeros bidones de residuos radiactivos a este emplazamiento, introduciéndolos en una antigua mina de uranio de la zona.

La instalación dispone de dos plataformas para el almacenamiento de residuos radiactivos de baja y media actividad, y otra con estructuras específicas para los de muy baja actividad. Adicionalmente, para aquellos residuos que necesitan tratamiento y acondicionamiento, la instalación dispone de los medios necesarios para llevar a cabo los citados procesos.

El sistema de almacenamiento se basa fundamentalmente en la interposición de barreras de ingeniería y barreras naturales, que aíslan de forma segura los materiales almacenados durante el tiempo necesario para que se conviertan en sustancias inocuas.

El almacén centralizado de El Cabril cuenta con dos zonas diferenciadas por funciones: la zona de edificios y la zona de almacenamiento. Esta separación permite un desarrollo eficaz de las actividades, facilitando el seguimiento y control de las mismas y diferenciando las zonas con reglamentación radiológica.

La zona de edificios dispone de dos laboratorios para la verificación de la calidad de los residuos. También se encuentran en ella los edificios de acondicionamiento, donde tienen lugar las actividades de tratamiento de residuos, y la sala de control que centraliza toda la información sobre el funcionamiento de la instalación. Las instalaciones auxiliares incluyen la administración, seguridad industrial, servicios técnicos, servicios generales, almacenes temporales, fabricación de contenedores, taller de mantenimiento, comedor, etc.

La zona de almacenamiento de residuos de baja y media actividad está formada por dos plataformas: la plataforma norte, constituida por 16 celdas de almacenamiento, y la plataforma sur, constituida por 12 celdas (ver figura 3.4).

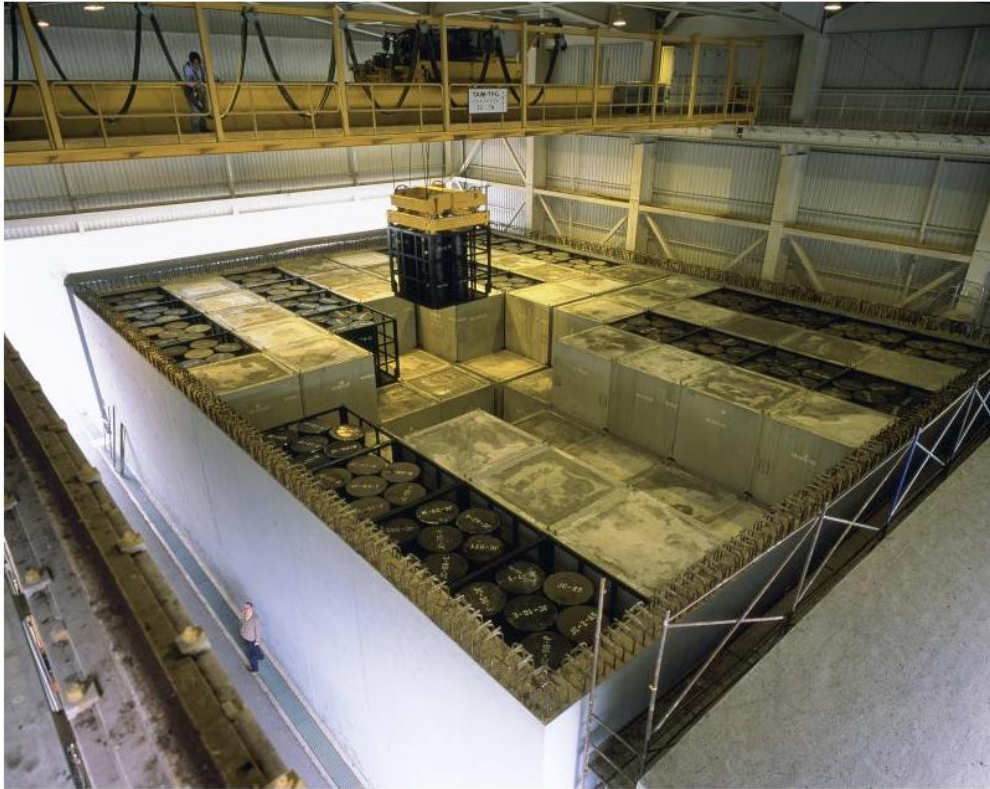


FIGURA 3.4.- Zona de almacenamiento de residuos de media y baja actividad

Los residuos de baja y media actividad generados en cualquier punto de España llegan a El Cabril y se descargan en un edificio de acondicionamiento o en alguno de los almacenes temporales.

La mayoría de ellos, generados en las centrales nucleares, llegan acondicionados. Los que proceden de hospitales, centros de investigación o industrias, son tratados y acondicionados en las propias instalaciones de El Cabril.

Los bidones y contenedores recibidos se introducen en contenedores de hormigón cuya capacidad es de 18 bidones de 220 litros. Cuando un contenedor se llena, sus bidones se inmovilizan mediante mortero inyectado. Este bloque compacto se introduce en la celda de almacenamiento, que es una estructura de hormigón armado.

Una vez completa la celda de almacenamiento con 320 contenedores, se construye la losa superior de cierre con hormigón armado y se impermeabiliza (ver figura 3.5).

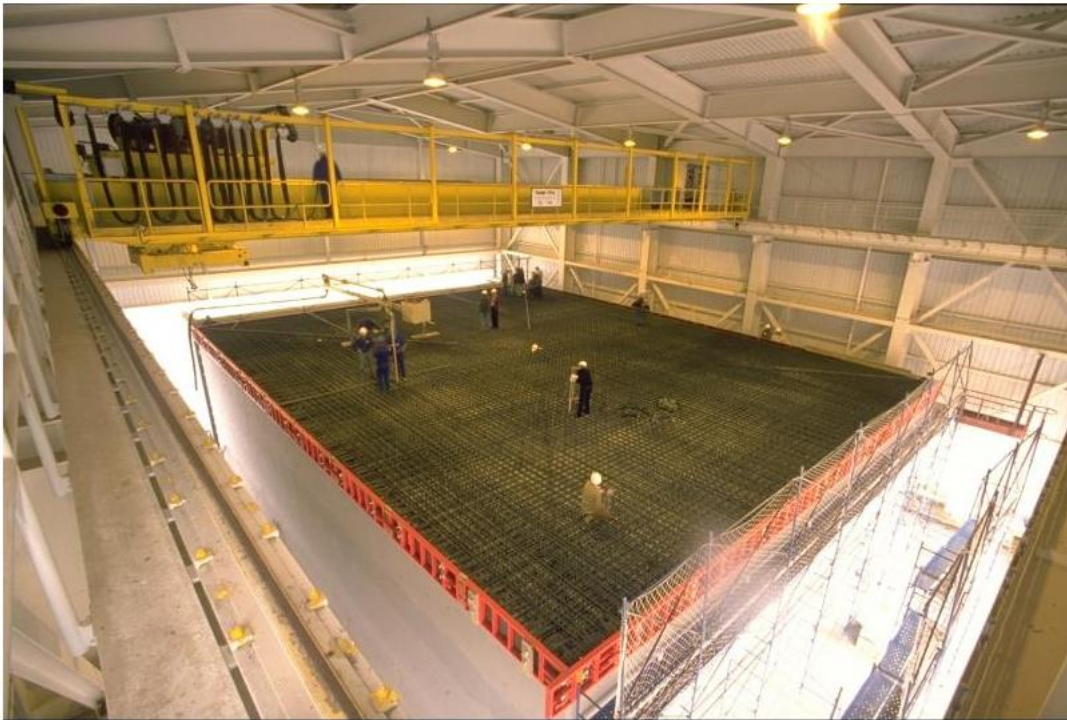


FIGURA 3.5.- Trabajos de cierre y sellado de una celda

Cada una de las 28 celdas de almacenamiento tiene un sumidero conectado con la red de control de infiltraciones, situada bajo las plataformas. Esto permite detectar posibles filtraciones de agua para que, en caso de producirse, puedan subsanarse.

Una vez completa la capacidad de las plataformas, se taparán con una última cobertura formada por diferentes capas, siendo la última de tierra vegetal, buscando su integración en el entorno.

En ese momento comenzará la fase de vigilancia y control del emplazamiento durante 300 años.

La zona de almacenamiento de residuos de muy baja actividad está formada por una plataforma constituida por cuatro estructuras que se construirán a medida que se vayan necesitando (ver figura 3.6).



FIGURA 3.6.- Zona de almacenamiento de residuos de muy baja actividad

Los residuos radiactivos de muy baja actividad son materiales sólidos, generalmente chatarras y escombros, que están mínimamente contaminados con isótopos radiactivos.

Dichos residuos pueden llegar a la instalación en sacas, bidones o contenedores y almacenarse directamente en la estructura específica de almacenamiento, o pasar primero al área destinada a su tratamiento, si fuera necesario.

Cuando se complete cada estructura, se cubrirá con diferentes capas, siendo la última de tierra vegetal para su integración en el entorno.

En este momento comenzará la fase de vigilancia y control del emplazamiento durante 60 años.

3.2.2. Desmantelamiento y clausura de instalaciones

Aunque se ampliará la descripción de este apartado en el capítulo 5 es imprescindible hacer mención del trabajo que realiza Enresa en el desmantelamiento y clausura de instalaciones nucleares.

En este ámbito, Enresa cuenta con la experiencia del Desmantelamiento y clausura de la central nuclear Vandellós I, el Plan integrado de mejora de las

instalaciones del CIEMAT y el Proyecto de clausura de la central nuclear José Cabrera, proyecto actualmente en fase de ejecución.

Son también reseñables las actividades de Enresa en diferentes restauraciones ambientales. Desde la extracción del uranio en los yacimientos hasta su carga como combustible en las centrales nucleares, el mineral pasa por diversos emplazamientos: minas de uranio, fábricas de concentrados y fábricas de elementos combustibles. Enresa se encarga de restaurar estos lugares una vez que cesa la actividad productiva en ellos.

Restauración ambiental de minas de uranio

Tradicionalmente en España ha existido minería de uranio, concretamente en yacimientos de Castilla y León, Extremadura y Andalucía. Esta actividad minera se inició a partir de 1948 y culminó en el año 2000 con el cierre de la última explotación, ubicada en Salamanca.

A partir del año 1997 y de manera progresiva, Enresa ha ido desarrollando tareas encaminadas a su restauración ambiental consistentes, básicamente, en el relleno de las explotaciones, sellado de los huecos, estabilización del terreno, las pendientes y taludes, la recuperación de la topografía y su regeneración vegetal.

Restauración ambiental de instalaciones de fabricación de concentrados de uranio

De forma paralela a la desaparición de la minería de uranio, también se han ido cerrando las instalaciones dedicadas al tratamiento del mineral. Actualmente no hay ninguna en funcionamiento y Enresa ha trabajado en el desmantelamiento y restauración ambiental de:

- Fábrica de concentrados de Uranio de Andújar (FUA) en Jaén.
- Planta de La Haba en Badajoz.
- Planta Elefante en Saelices el Chico en Salamanca.

Actualmente estas instalaciones se encuentran en fase de vigilancia, habiendo concluido las actividades de desmantelamiento y restauración ambiental de los emplazamientos.

3.2.3. Otras actividades

La apuesta de Enresa en I+D ha permitido la mejora y optimización de cada uno de sus procesos, el avance tecnológico y el posicionamiento internacional de España como referente en gestión de residuos radiactivos

Enresa centra su esfuerzo en I+D en aquellas áreas donde las soluciones industriales no están plenamente implantadas y en aquellas otras donde existe posibilidad de mejora y optimización. Los sucesivos planes de investigación y desarrollo en la gestión de residuos radiactivos pretenden:

- Suministrar los conocimientos y herramientas que permitan avanzar en el desarrollo de mecanismos de gestión seguros, idóneos, aceptables y viables para todos los tipos de residuos radiactivos.
- Desarrollar y verificar las tecnologías que posibiliten el desarrollo de dichas estrategias de gestión.
- Mejorar y optimizar los mecanismos de gestión ya implantados de una manera continua y sistemática.
- Promover la aceptación social, científica y política de los mecanismos de gestión utilizados mediante una comunicación fluida, abierta y clara, que transmita confianza y transparencia.
- Asegurar que los avances y progresos de la I+D se trasladan a la gestión de los residuos radiactivos, mejorando la seguridad y optimizando los costes.

Por otra parte, debe destacarse la gran cooperación existente entre Enresa y diferentes organismos internacionales competentes en materia de residuos radiactivos y compañías homólogas de diferentes países.

Compartir y contrastar conocimientos y experiencias a nivel mundial contribuye a un mayor avance tecnológico en la búsqueda de soluciones a los residuos radiactivos y una optimización de los recursos a invertir.

Así, Enresa participa en los trabajos numerosos organismos internacionales como la Unión Europea, el Organismo Internacional de la Energía Atómica (OIEA) o la Agencia de la Energía Nuclear de la Organización para la Cooperación y Desarrollo Económico (AEN/OCDE).

3.3. Proyectos futuros

En estos momentos la preparación y desarrollo del Almacén Temporal Centralizado (ATC) ocupa gran parte de los esfuerzos y planes de futuro de Enresa.

El ATC es una instalación diseñada para guardar en un único lugar el combustible gastado de las centrales nucleares y los residuos de alta actividad que se

producen en España (contará con un total de material a almacenar de 12.816 m³). La instalación no generará energía, ni será contaminante.

Estos residuos se dispondrán en superficie y se almacenarán en seco, durante 60 años, mediante un sistema de espacios modulares. Así se centralizarán los procesos necesarios para la gestión temporal de todos los residuos radiactivos de alta actividad.

Hasta ahora, todos estos residuos, permanecían en las piscinas de las centrales, pero por razones estratégicas y económicas, se ha optado por una solución integral que aportará las siguientes ventajas:

- Se minimizará el número de instalaciones nucleares.
- Se optimizarán los recursos, tanto humanos como económicos, destinados a la seguridad física y radiológica del combustible gastado al centralizarse éste en un único lugar.
- Se solucionará la necesidad de gestión del combustible gastado que existe en España desde la puesta en marcha de la primera central nuclear en el año 1968.
- Es una instalación probada y en funcionamiento en los países más avanzados.
- Tiene en cuenta el avance de la investigación antes de optar por soluciones definitivas.

En la construcción del ATC se crearán unos 300 empleos y su funcionamiento garantizará más de un centenar de puestos de trabajo estables durante los 60 años de vida de la instalación.

CAPÍTULO 4

DESMANTELAMIENTO DE INSTALACIONES NUCLEARES

4.1. Introducción

El fin de la vida útil de una instalación nuclear por haber cumplido su periodo operativo, o por haberse dado cualquier otra circunstancia que haga inviable técnica o económicamente continuar su operación, no significa el fin de las actividades que en ella se deban realizar, sino que marca el inicio de una nueva etapa denominada **desmantelamiento**.

El desmantelamiento de una instalación nuclear puede definirse como el conjunto de acciones y procesos, tanto de carácter técnico como administrativo que, tras su retirada definitiva del servicio, se encarga de eliminar progresivamente la radiactividad remanente que pueda permanecer en las zonas afectadas por su antigua operación. Es en el momento en el que los riesgos residuales de la central y de su antiguo emplazamiento se hayan eliminado por completo, o bien hayan sido reducidos a un mínimo aceptable, cuando podremos referirnos a su desclasificación como instalación nuclear y a la clausura de la misma. De este modo, la central nuclear, una vez clausurada o desmantelada, deja de ser una instalación peligrosa y de estar sometida a un control regulador reglamentado.

El objetivo final del desmantelamiento de cualquier central nuclear es asegurar que los usos que puedan darse a su antiguo emplazamiento en el futuro no supongan riesgos radiológicos inaceptables para la población ni para el medio ambiente en su conjunto.

En el caso de una central nuclear, las actividades de desmantelamiento son más complejas que en otras instalaciones industriales en las que queden riesgos remanentes tras la finalización de su operación. En primer lugar hay que evacuar los elementos combustibles y demás fuentes radiactivas móviles, es decir, los combustibles nucleares irradiados gastados, donde queda la mayor parte de la radiactividad generada durante la operación de la central. Una pequeña parte de esa radiactividad producida ha podido emigrar a lo largo del tiempo contaminando distintas partes de la instalación.

Hay que tener en cuenta también los fenómenos de activación neutrónica que han acompañado la producción de la energía eléctrica. Durante el funcionamiento de un reactor nuclear se produce un flujo neutrónico que activa, en mayor o menor medida, grandes cantidades de materiales diversos, como son los denominados “internos” del reactor, los circuitos de refrigeración del núcleo, el hormigón de blindaje y protección biológica e incluso los generadores de vapor, si estos están situados cerca del reactor. Este fenómeno deja una contaminación radiactiva embebida en el propio material que ha resultado activado durante la operación de la central. El desmantelamiento y clausura de la central implica la retirada de todas estas estructuras activadas.

En el desmantelamiento y clausura de las centrales nucleares intervienen dos elementos importantes que desempeñan un papel decisivo en toda planificación de las actividades implicadas, el trabajo en un entorno de radiaciones ionizantes y la gestión final de los materiales residuales que se generen.

El trabajo en un medio ionizante impone unas restricciones o precauciones importantes en cuanto a la protección radiológica de los trabajadores implicados y al confinamiento de los productos manipulados y materiales residuales generados, los aerosoles o polvos originados durante las propias tareas de desmontaje, demolición y segregación de materiales y los fluidos generados durante las tareas de descontaminación que se lleven a cabo. Estas restricciones o precauciones sólo pueden respetarse si existe una planificación y organización rigurosa de las actividades a llevar a cabo durante el desmantelamiento.

Así, el desmantelamiento de una central nuclear no puede confiarse a cualquier empresa convencional de demoliciones. Se trata de una actividad nuclear que ha de prepararse con una ingeniería especializada, y sobre todo, con operadores y supervisores perfectamente capacitados y dotados de la cultura de seguridad apropiada.

Los problemas que plantea la gestión de los residuos radiactivos resultantes de las operaciones de desmantelamiento no son, en principio, distintos de los que se plantean con los residuos radiactivos que se producen regularmente durante el funcionamiento de las centrales nucleares. Normalmente estos residuos radiactivos son de baja o media actividad y de corto período de semidesintegración, pero representan un volumen considerable. Es importante, por consiguiente, distinguir entre los materiales residuales, los que son muy radiactivos y que por tanto necesitan un acondicionamiento y almacenamiento en condiciones especialmente rigurosas y los materiales residuales con una actividad suficientemente pequeña para que puedan descontaminarse, si fuese necesario, y tratarse como residuos convencionales o materiales susceptibles de ser reciclados.

El desmantelamiento es un proceso relativamente complicado pero, sobre todo, es un proceso dilatado en el tiempo, ya que cada paso o tarea se debe planificar, ejecutar y controlar con un gran rigor. Al terminar, se habrá recuperado el entorno ambiental que existía antes de la construcción de la central y se habrá garantizado la protección radiológica inmediata y la protección radiológica diferida de las personas y del medio ambiente.

Los costes de la totalidad del proceso también son un factor importante a tener en cuenta. Si se pretende llegar al final del desmantelamiento de forma inmediata tras el cese de operaciones de la central, los costes del proyecto pueden ser muy elevados, debido sobre todo a las protecciones tecnológicas que se precisarán durante el desarrollo de las actividades, costes que disminuirán tras un período de espera o "enfriamiento" de

la central, durante el cual los materiales radiactivos presentes decaerán a un nivel inferior. Por otra parte, los costes de mantenimiento de la central cerrada en condiciones de seguridad durante largos períodos de tiempo son también muy elevados.

4.2. Niveles de desmantelamiento

El Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA) ha definido tres niveles o estados para el desmantelamiento de una instalación nuclear, cada uno de los cuales está definido por un distinto grado de complejidad de las operaciones de desmantelamiento (ver tabla 4.1).

TABLA 4.1.- Niveles de desmantelamiento

NIVELES DE DESMANTELAMIENTO			
	NIVEL 1 <i>Cierre bajo vigilancia</i>	NIVEL 2 <i>Desclasificación parcial y condicional del emplazamiento</i>	NIVEL 3 <i>Desclasificación total e incondicional del emplazamiento</i>
ESTADO DE LA INSTALACIÓN	Mantenimiento en el estado original	Reducción al mínimo de volúmenes confinados. Reforzamiento de estanqueidad y protección biológica.	Desmantelada
ESTADO DE LOS EQUIPAMIENTOS	Mantenimiento de barreras. Acceso muy limitado. Confinamiento controlado.	Una o varias barreras, acceso libre alrededor del confinamiento	Se han retirado los materiales con actividades significativas
DISPOSICIONES PARTICULARES	Evaluación de fuentes radiactivas	Descontaminación de zonas liberadas	Ausencia de radiactividad
VIGILANCIA	Continua	Restringida e intermitente	No requerida
INSPECCIÓN	Periódica y continua	Escalonada en el tiempo	No requerida
VERIFICACIÓN	Adaptada al nivel de riesgo	Menos rígida y adaptada al nivel de riesgo	No requerida
DURACIÓN	20-50 años	100-200 años	Ilimitada

Nivel 1 (Cierre bajo vigilancia)

Se caracteriza por la extracción segura de la instalación del material fisible y los fluidos de procesos, pero manteniéndose los sistemas de ventilación y los límites o barreras físicas de los sectores contaminados como si la instalación se encontrara en operación, aunque los sistemas mecánicos deben sellarse y clausurarse.

El edificio de contención se mantiene cerrado, realizándose controles de las condiciones ambientales interiores y manteniéndose el acceso al mismo sujeto a los procedimientos habituales de monitoreo y vigilancia.

Nivel 2 (Desclasificación parcial y condicional del emplazamiento)

Consiste básicamente en efectuar el desmantelamiento de casi todas las estructuras y componentes externos al reactor, reduciendo la barrera de contención a un mínimo y reforzándola por medios físicos, extendiendo los blindajes biológicos tanto como sea necesario.

Una vez descontaminado a niveles de actividad aceptables, el edificio de contención y los sistemas de ventilación pueden ser desmantelados o modificados, permitiéndose el acceso y/o utilización de las instalaciones interiores.

Se mantiene un programa de vigilancia más flexible tanto de la instalación como del medio exterior.

Las partes o zonas libres de actividad radiológica (edificio o equipamiento) pueden utilizarse para otros propósitos.

Nivel 3 (Desclasificación total e incondicional del emplazamiento)

Finalmente, todos los materiales, equipamiento y componentes con niveles significativos de actividad son removidos de la instalación, de forma tal que el terreno y los edificios sean habilitados para ser usados de manera irrestricta.

Desde el punto de vista de la protección radiológica, no es necesario mantener programas de inspección y vigilancia.

Aun así, sólo se considera que se ha completado realmente el desmantelamiento de una central nuclear cuando se ha concedido su clausura liberando sin restricciones su antiguo emplazamiento, es decir, cuando se ha alcanzado y concluido un nivel 3 de desmantelamiento.

La evaluación de las posibles estrategias de desmantelamiento, planteadas en los términos anteriores, permite discernir las opciones aceptables técnicamente, desde el punto de vista de la seguridad nuclear y la protección radiológica, entre las cuales puede optarse por razones sociales o de estrategia energética.

Así, puede optarse por diversas alternativas de desmantelamiento. A título de ejemplo, se pueden enumerar tres que resultan bastante significativas:

- Desmantelar hasta el nivel 3 de forma inmediata, dejando disponible el emplazamiento para otros fines en un plazo de entre 6 y 12 años.
- Desmantelar hasta el nivel 1 en un plazo corto, de unos 3 a 5 años, dejar pasar un periodo de espera o enfriamiento de 20 a 30 años con la central en situación de cierre bajo vigilancia y después terminar el desmantelamiento hasta el nivel 3, dejando libre el emplazamiento en un periodo total de unos 30 ó 40 años.
- Desmantelar hasta el nivel 2 en un plazo de unos 5 a 7 años, dejar transcurrir un periodo de espera o enfriamiento de unos 100 años con una liberación parcial del emplazamiento y después terminar el desmantelamiento hasta el nivel 3, quedando libre el emplazamiento en un periodo de unos 110 años.

4.3. Antecedentes y estado del arte

4.3.1. Vandellós I

La central nuclear Vandellós I, ubicada en el municipio tarraconense de Vandellós i l'Hospitalet de l'Infant, quedó fuera de servicio el 19 de octubre de 1989 tras un incendio originado en el segundo grupo turboalternador, que provocó la inundación del sótano y el consiguiente cortocircuito de los equipos eléctricos que controlaban el reactor.

Aunque ese incidente no tuvo implicaciones radiológicas y sólo se produjeron daños en las instalaciones convencionales, el Ministerio de Industria y Energía decidió suspender el permiso de explotación de la central.

El elevado coste del proyecto de recuperación obligó a la empresa propietaria a cerrar definitivamente la planta. En consecuencia, el Ministerio de Industria y Energía emitió, en julio de 1990, una Orden Ministerial fijando las condiciones en que Hifrensa debía mantener la central en parada segura iniciando el nivel 1 de desmantelamiento previo a la transferencia de titularidad a Enresa.

La estrategia elegida para el desmantelamiento y clausura de la instalación contempla tres períodos o fases en el desarrollo del PDC (Plan de Desmantelamiento y Clausura). La consecución de la primera de las fases ha dejado el cajón del reactor, ya descargado, junto a sus estructuras internas y sistemas de control en un período de espera y decaimiento denominado fase de latencia.

Tras este período de latencia, que tiene una duración prevista de unos 25 años, se procederá a desmontar y desmantelar el cajón del reactor con el objeto de liberar la totalidad de los terrenos de la instalación. La central nuclear Vandellós I es la primera que se desmantela en nuestro país y una de las primeras centrales nucleares comerciales de potencia que se desmantela en el mundo, por lo que los estudios técnicos elaborados al efecto, las propias actividades y trabajos de desmantelamiento, así como el control regulador que el CSN lleva a cabo sobre todo el proceso, son seguidos con especial interés por los expertos del sector.

En la primera fase Hifrensa, la empresa explotadora de la central nuclear, se responsabilizó de las actividades de acondicionamiento previo de la instalación antes de iniciar propiamente el proceso de desmantelamiento. Las actividades más significativas de esta fase fueron la retirada y expedición a Francia del combustible gastado para su reprocesado, y la extracción y preacondicionamiento de los residuos depositados durante la operación de la instalación en los denominados silos de grafito.

A finales de 1994 se evacuó el último de los elementos combustibles irradiados que quedaba en la piscina de combustibles de Vandellós I para proceder a su reciclado en Francia. El acondicionamiento de los residuos radiactivos de operación y la extracción y preacondicionamiento del grafito de los silos finalizó en el año 1997.

La segunda fase se llevó a cabo en virtud de la Orden Ministerial de fecha 28 de enero de 1998, por la que se autorizó la transferencia de la titularidad de la central nuclear de la empresa Hifrensa, su antiguo titular de explotación, a Enresa, otorgando a ésta la autorización para ejecutar las actividades de desmantelamiento de la central reflejadas en el PDC de Vandellós I.

En esta segunda fase, ya bajo responsabilidad de Enresa, se llevaron a cabo actividades de desmantelamiento de ciertas partes activas de la instalación (ver figura 4.1), se procedió a confinar y aislar herméticamente el cajón del reactor (ver figura 4.2) y a la puesta en servicio de los nuevos sistemas diseñados específicamente para la latencia de la instalación, lo que permitirá mantener el cajón del reactor controlado en las adecuadas condiciones de aislamiento durante toda la duración del período de latencia.

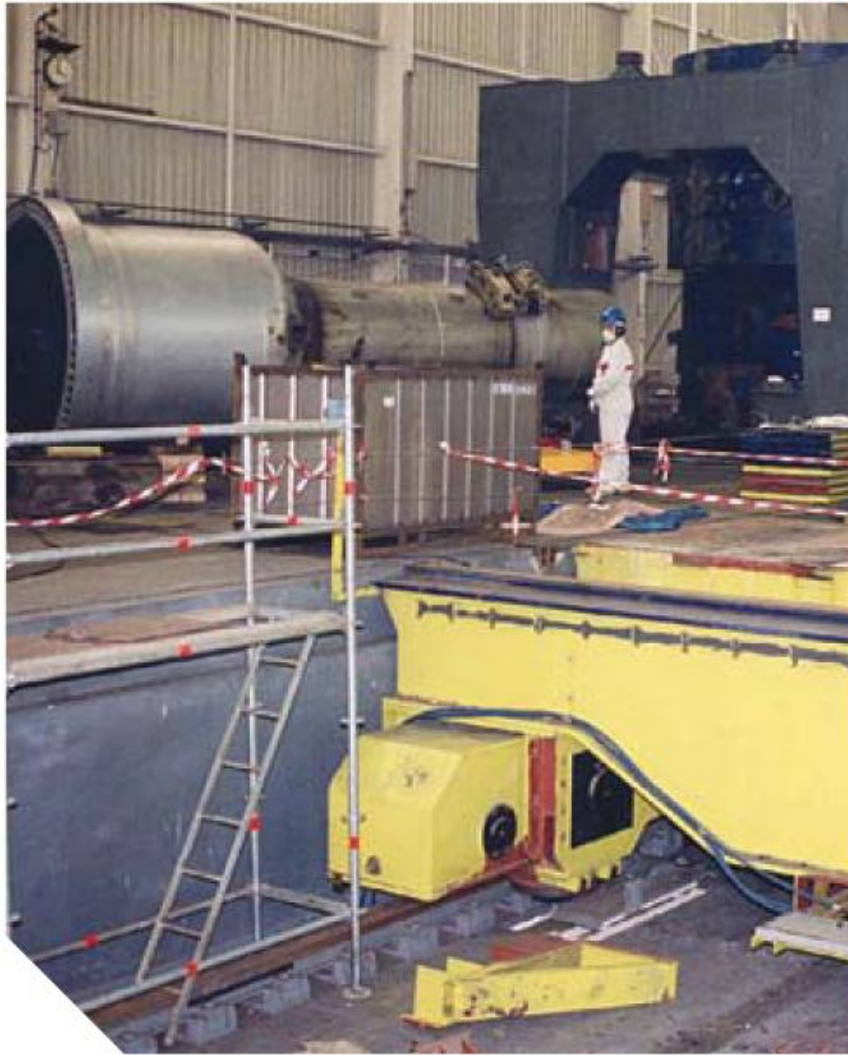


FIGURA 4.1.- Desmantelamiento del dispositivo principal de manutención

Una actividad importante de esta fase fue la puesta a punto de los equipos, sistemas y procedimientos que permitieron separar y segregar los materiales residuales no radiactivos de los materiales radiactivos, que deben ser gestionados posteriormente con medidas de seguridad específicas.

La Dirección General de Política Energética y Minas autorizó el 17 de enero de 2005 la fase de latencia de la instalación nuclear, quedando Enresa como titular de la misma y como responsable de la ejecución de las actividades de vigilancia y mantenimiento, en tanto dure dicha fase.



FIGURA 4.2.- Nueva estructura de protección del reactor de Vandellós I

4.3.2. PIMIC

El Centro de Investigaciones Energéticas y Medioambientales y Tecnológicas, (CIEMAT), antigua Junta de Energía Nuclear (JEN), se ubica en Madrid y fue, en sus orígenes, uno de los primeros y más importante centro de investigación nuclear de España. Ha llegado a tener operativas más de 60 instalaciones que han permitido realizar un amplio espectro de actividades en el área nuclear y en el de las aplicaciones de las radiaciones ionizantes. Entre otras instalaciones del centro, destacaron en su día los reactores nucleares de investigación, los aceleradores de partículas, las celdas calientes, las plantas de fabricación de combustible nuclear y las plantas de su procesado.

Actualmente el centro, autorizado como instalación nuclear única, consta de diversas instalaciones entre las que se incluyen algunas obsoletas y paradas que se encuentran en fase de desmantelamiento. Otro grupo está formado por 22 instalaciones radiactivas que se siguen manteniendo operativas y en funcionamiento.

La Dirección General del CIEMAT puso en marcha en el año 2000 el Plan Integrado para la Mejora de las Instalaciones del CIEMAT (PIMIC), con el fin de dismantelar las seis instalaciones radiactivas paradas y obsoletas, descontaminar y limpiar las zonas y los terrenos con contaminación residual de actividades anteriores, modernizar edificios e instalaciones y mejorar y sanear las infraestructuras generales del centro de Madrid.

En el año 2002, el CSN apreció favorablemente la revisión 2 del Plan Director para la ejecución del PIMIC presentado por el titular. Este plan divide el emplazamiento del centro en 28 parcelas y planifica todas las actividades dentro de dos proyectos diferenciados: el proyecto de dismantelamiento y el proyecto de rehabilitación, este último realizado de manera conjunta con Enresa. La responsabilidad de la ejecución del PIMIC recae en el Subdirector General de Seguridad y Mejora de las Instalaciones.

Desde su comienzo, las operaciones de descontaminación y limpieza más significativas ya ejecutadas en las instalaciones y espacios son las siguientes (ver figura 4.3):

- Reactor experimental JEN-1 (IN-01).
- Planta de almacenamiento de residuos líquidos radiactivos (IN-07).
- Planta de acondicionamiento de residuos líquidos radiactivos (IR-16).
- Planta de desarrollo de elementos combustibles para reactores de investigación (IN-03).
- Laboratorio de metrología de radionucleidos (IR-13A).



FIGURA 4.3.- Alcance del proyecto PIMIC

Actualmente, se están desarrollando actuaciones de descontaminación y limpieza en los terrenos contaminados de las áreas denominadas como “El Montecillo” y “La Lenteja” y en las instalaciones Planta piloto de reproceso de combustibles irradiados M-1 (IR-18) y Celdas calientes metalúrgicas (IN-04).

Entre el año 2000 y el 2003 se acometió la caracterización de todo el área del CIEMAT, que fue dividido en 28 parcelas para sistematizar el proceso de limpieza radiológica. De estas parcelas, en 22 se han terminado las operaciones de rehabilitación, en 4 finalizarán próximamente las operaciones de desmantelamiento y en 2 empezarán pronto las actividades de rehabilitación.

4.3.3. Experiencia internacional

Durante los últimos cuarenta años se han acumulado numerosas experiencias en el desmantelamiento de diferentes tipos de instalaciones nucleares. Cerca de 85 reactores comerciales, 45 reactores experimentales, así como unas 250 instalaciones de investigación o de reprocesado de combustible han visto finalizada su explotación. Entre éstas, 15 han sido completamente desmanteladas, 51 están en proceso de desmantelamiento, 48 están en periodo de latencia y a 3 se les ha construido un sarcófago para aislar la radiactividad.

Reactores europeos

Para desmantelar los reactores refrigerados con gas de Chinon, Bugey y St Laurent, Électricité de France (EDF) eligió un desmantelamiento parcial, posponiendo el desmantelamiento final y la demolición hasta pasados 50 años. Dado que seguirá habiendo reactores activos en dichas localizaciones, las inspecciones y vigilancias necesarias de los reactores clausurados no añadirán coste alguno al monto total del desmantelamiento.

Además, Francia está construyendo en Marcoule una planta de reciclado de acero proveniente de los diferentes desmantelamientos que lleva a cabo. Este metal contendrá cierta activación, pero puede ser reciclado para su uso en otras centrales nucleares.

En Reino Unido se han iniciado 25 desmantelamientos de reactores nucleares. Uno de los primeros fue la central nuclear de Berkeley (2 reactores tipo Magnox con una potencia de 138 MWe), cerrado por razones económicas en 1989 tras 27 años de operación. En el año 1992 se procedió a extraer el combustible gastado, tras lo que se vaciaron y limpiaron los depósitos de refrigeración; posteriormente, el edificio de turbinas fue desmantelado y demolido. Los edificios de reactores se encuentran en periodo de latencia, tras lo cual serán también desmantelados dejando libres los terrenos

para ser saneados y restaurados. El mismo procedimiento se está llevando a cabo en el resto de reactores británicos en proceso de desmantelamiento.

La unidad Gundremmingen-A, de 250 MWe, fue el primer reactor nuclear comercial alemán, estando activo entre 1966 y 1977. Los trabajos de desmantelamiento empezaron en 1983, finalizando en 1990 con el corte bajo agua de los elementos más contaminados. Este proyecto demostró que el desmantelamiento de instalaciones nucleares es seguro y económicamente viable sin necesitarse largos periodos de latencia, pudiéndose reciclar la mayoría del metal obtenido.

En la central nuclear de Greifswald, en la extinta Alemania del Este, el Gobierno alemán se decidió por un desmantelamiento inmediato, donde cinco reactores estuvieron operativos hasta el año 1990.

De la misma manera, la central bávara de Niederaichbach, de 100 MWe, fue clausurada a mediados del año 1995. Tras la eliminación de todos los sistemas nucleares, el edificio de contención y algunos materiales activados, el resto de la planta se situó por debajo de los límites aceptados de radiactividad y el Gobierno alemán aprobó su demolición y la liberación de los terrenos.

Reactores asiáticos

El reactor de diseño británico tipo Magnox Tokai-1, situado en Japón, está siendo desmantelado tras su parada en 1998 después de 32 años de servicio. Una vez pasados unos 5 ó 10 años de preparación, la unidad será desmantelada y los terrenos serán liberados en torno al año 2018. El coste total será de unos 93 billones de yenes, 35 billones para el desmantelamiento y 58 millones para el tratamiento de los residuos que incluyen los moderadores de grafito, que aumentan dicho coste significativamente.

Reactores americanos

Los procesos de desmantelamiento en EE.UU. varían según el tiempo y las necesidades. Actualmente, 12 reactores se encuentran en periodo de latencia, mientras que 10 han optado por el desmantelamiento inmediato, de manera que se cuenta con una gran experiencia en ambos tipos. El modo de desmantelamiento es elegido por la Nuclear Regulatory Commission (NRC).

Un total de 31 reactores han sido clausurados y desmantelados. Dicho desmantelamiento excluye normalmente al combustible gastado, que se almacena en un ATI o ISFSI (Independent Spent Fuel Storage Installation) donde espera a que el Departamento de Energía lo traslade a un almacén nacional en el futuro.

La central nuclear de Rancho Seco, de tipo PWR y 913 MWe de potencia, se clausuró en 1989. En 1995 la NRC decidió utilizar un desmantelamiento con periodo de latencia pero, tras iniciarse los trabajos, la propiedad decidió proceder a un desmantelamiento inmediato, concluyéndolo en 2009 con la liberación de unas 32 hectáreas de terreno. La NRC aprobó el uso de 3 hectáreas como almacén de residuos activados.

En instalaciones que cuenten con varias unidades se ha decidido mantener en espera el desmantelamiento del primer reactor clausurado hasta que el resto de reactores concluyan su vida útil, de manera que todos puedan ser desmantelados a la vez. De este modo, se optimizará el uso de personal y equipo especializado para el corte y otras actividades complejas y se reducirán los costes del desmantelamiento.

Así, tras 14 años de un exhaustivo proceso de limpieza, incluyendo la extracción del combustible, el agua y los restos del accidente de 1979, la segunda unidad de la central nuclear de Three Mile Island inició un periodo de latencia hasta 2014, cuando expira la licencia de operación de la primera unidad, de manera que ambos reactores puedan ser desmantelados al mismo tiempo.

El reactor número 1 de San Onofre, que fue clausurado en 1992, entró en periodo de latencia hasta que las licencias de los reactores 2 y 3 expirasen en los años 2022 y 2023 respectivamente. A pesar de ello, tras un cambio en la dirección de la NRC, se inició en 1999 un desmantelamiento inmediato que se completó en gran medida en 2008. Una pequeña parte de los trabajos continúan incompletos a la espera del eventual desmantelamiento de las unidades 2 y 3 de la instalación.

El desmantelamiento del reactor de Shippingport, que operó entre los años 1957 y 1982, se utilizó para demostrar los grandes beneficios en materia de protección radiológica y económica del desmantelamiento inmediato de un reactor de escala comercial. La extracción del combustible se completó en dos años y cinco años más tarde se liberaron los terrenos sin ninguna restricción. Debido a su tamaño, la vasija pudo ser extraída y trasladada como una única pieza; en unidades más grandes, estos componentes deben ser segmentados.

El desmantelamiento inmediato fue la opción elegida para Fort St Vrain, un reactor de alta temperatura y refrigerado por gas de 330 MWe de potencia que cerró en el año 1989. Dicho proyecto se realizó bajo un presupuesto acotado a 195 millones de dólares americanos (de manera que los costes fueron inferiores a 1 céntimo por kWh producido a pesar de que la central estuvo operativa tan solo durante 16 años) y un calendario que permitió la liberación de los terrenos a principios de 1997, siendo así el primer gran reactor americano en lograr un desmantelamiento tan rápido y económico.

En la central nuclear de Trojan (Oregón, tipo PWR de 118. MWe de potencia) el desmantelamiento fue llevado a cabo directamente por la empresa propietaria. La planta se cerró en 1993, los generadores de vapor se extrajeron, transportaron y almacenaron en Hanford en 1995 y la vasija del reactor, con los internos incluidos, se extrajo y transportó a Hanford en 1999 (ver figura 4.4). Excepto en la zona de almacenamiento del combustible, el emplazamiento fue liberado sin restricciones en 2005. Las torres de refrigeración fueron demolidas en 2006.



FIGURA 4.4.- Transporte de la vasija de Trojan

Yankee Rowe (PWR de 167 MWe de potencia) se clausuró en 1991 tras 30 años de servicio. Se optó por un desmantelamiento inmediato y la demolición se completó en 2006. El vencimiento de la licencia fue en agosto de 2007, permitiendo libre acceso al público excepto para 2 hectáreas que se están usando para almacenar el combustible gastado.

Otro desmantelamiento inmediato fue el de la central nuclear de Maine Yankee (PWR de 860 MWe de potencia), que cerró en 1996 tras 24 años de operación. El edificio de contención fue demolido en 2004 y, a excepción de 5 hectáreas para almacenamiento del combustible gastado, los terrenos fueron liberados sin restricciones para uso público en 2005, cumpliendo con los plazos y presupuestos previstos.

Connecticut Yankee (PWR de 590 MWe de potencia) también cerró en 1996 tras 28 años de operación. El desmantelamiento se inició en 1998 y la demolición se finalizó en 2006. Los terrenos fueron liberados para uso público en 2007, a excepción de 2 hectáreas para almacenamiento del combustible gastado. La contaminación residual del emplazamiento es menor que el límite de máxima tasa de dosis de 0,25 milisieverts por año que establece la NRC.

En 2006 los terrenos de la central nuclear de Big Rock Point, cerrada en 1997 tras 35 años de operación, recuperaron el estatus de terreno libre no urbanizado. Después, en enero de 2007, la mayor parte de dichos terrenos fue liberada sin restricciones para uso público, aunque 43 hectáreas permanecen bajo la responsabilidad de la NRC ya que será el lugar de implantación del futuro almacén nacional de alta actividad.

Los reactores 1 y 2 de la central nuclear de Zion, propiedad de Exelon y que combinados producen 1098 MWe de potencia, fueron clausurados en 1998, entrando en periodo de latencia. Exelon ha contratado a una compañía especialista en desmantelamientos inmediatos, Energy Solutions, para eliminar la planta y liberar los terrenos. Para conseguirlo, la licencia de la planta y los fondos de desmantelamiento serán transferidos a Energy Solutions, que será de este modo la empresa titular de la licencia hasta que sea devuelta a Exelon en torno a 2018. El combustible gastado permanecerá en el emplazamiento hasta que sea llevado al almacén nacional.

En resumen, las centrales americanas con el proceso de desmantelamiento concluido son Big Rock Point, Elk River, Fort St Vrain, Haddam Neck, Maine Yankee, Pathfinder, Rancho Seco, Saxton, Shippingport, Shoreham, Trojan y Yankee Rowe. El desmantelamiento inmediato está en progreso en los siguientes reactores nucleares: Fermi 1, Humboldt Bay 3 y San Onofre 1

Las centrales americanas que se encuentran en periodo de latencia incluyen Dresden 1, Indian Point 1, LaCrosse, Millstone 1, Peach Bottom 1 y Zion 1 y 2, así como NS Savannah. La segunda unidad de Three Mile Island se encuentra en fase de monitorización tras la extracción del combustible gastado.

Los únicos reactores de EE.UU. que se han visto sometidos a procesos de encofrado son pequeños reactores experimentales como el Boiling Nuclear Superheater (BONUS) en Puerto Rico, el reactor moderado orgánicamente de Piqua en Ohio y el reactor Hallam, moderado por grafito y refrigerado por sodio, en Nebraska.

Además de todo lo anterior, se ha desmantelado la primera central nuclear flotante, instalada en el barco Sturgis y utilizada en Panamá para aprovisionar de energía a la zona del Canal entre 1967 y 1976. Después de retirar el combustible en 1977, cerca de 89 m³ de residuos radiactivos sólidos y de 363 m³ de residuos líquidos

fueron retirados, dejando la vasija en fase de latencia en Fort Belvoir, Virginia hasta 2027.

Otras instalaciones

La Comisión de Energía Atómica francesa está desmantelando la planta de reprocesado UP1 en Marcoule. Esta planta entró en operación en 1958 y ha tratado unas 18.600 toneladas de combustible procedentes de reactores refrigerados con gas (tanto de procedencia civil como militar) hasta su clausura en 1997. La descontaminación y el desmantelamiento progresivo de la planta durará cerca de 40 años y costará unos 5,6 millones de euros, estando destinado más de la mitad de este presupuesto al tratamiento de los residuos almacenados en la planta.

Areva está desmantelando la planta de enriquecimiento Eurodif en Marcoule desde finales de 2012. Se utilizará CF_3 para la eliminación del uranio remanente en el interior que se extraerá como UF_6 , posteriormente se recuperarán todos los cloruros y fluoruros en estado gas antes de la apertura de los equipos y circuitos. Posteriormente, entre 2016 y 2025 la planta será desmantelada.

Muchos submarinos nucleares han sido desmantelados en la última década. En EE.UU., tras retirar el combustible, se corta y se extrae el compartimento del reactor de la vasija, trasladándolo a Hanford, donde se entierra como residuo de baja actividad.

CAPÍTULO 5

DESCRIPCIÓN DE LA CENTRAL NUCLEAR JOSÉ CABRERA

5.1. Diseño y construcción

El 14 de julio de 1968 se puso en marcha la Central Nuclear José Cabrera, conocida como Zorita, tres años y seis meses después del inicio de las obras de construcción y apenas cinco años desde que un grupo de empresas y de profesionales con visión de futuro lideraran el lanzamiento de la energía nuclear en España.

De este modo, la C.N. José Cabrera se convirtió en pionera en la generación eléctrica de origen nuclear en España, impulsora de la ingeniería e industria nacional, punto de arranque de numerosas actividades y empresas y origen de muchos profesionales de la energía nuclear. Cada momento del proceso era seguido con la máxima atención por expertos, instituciones y opinión pública. Se trataba de la primera experiencia nuclear en España y de una central que, entre otras características, contaba con la mayor bomba de circulación del mundo.

Surgimiento de la idea

En 1951, José María Otero Navascúes, a través de la Jefatura de Estado creó la Junta de Energía Nuclear (JEN), actualmente CIEMAT, para desarrollar el uso industrial de la energía nuclear. En esa época, los empresarios españoles del sector eléctrico conocían los beneficios que ofrecía esta nueva fuente de energía a través de las investigaciones iniciadas en países más desarrollados tecnológicamente.

El 26 de febrero de 1962, Unión Eléctrica Madrileña (UEM), actualmente Gas Natural Fenosa, presentó al Ministerio de Industria un proyecto preliminar para construir una central nuclear de 60 MW (aunque finalmente sería de 160 MW). La autorización llegó un año después condicionada a la presentación de un proyecto completo.

Entre las ofertas solicitadas para construirla, UEM eligió la de la americana Westinghouse Electric International ya que permitía un mayor grado de participación nacional (el Gobierno impuso la condición de que la participación española en el proyecto no fuera inferior al 40%). Cuando el Ministerio de Industria obtuvo autorización para enriquecer uranio natural español en Estados Unidos dentro del marco internacional de Átomos para la Paz, se abrió el camino, anunciando el comienzo de la obra en junio de 1965.

Entre 1963 y 1965 los empresarios españoles habían acordado la construcción de las tres primeras centrales españolas, cuya pionera sería la C.N. José Cabrera, llamada así en homenaje a José Cabrera Felipe, ingeniero de Minas y catedrático de la Escuela de Minas, que en la época era el presidente del consejo de administración de UEM.

Las decisiones sobre la construcción de Zorita se tomaron considerando las capacidades de los profesionales españoles y la utilización del uranio nacional. La tecnología elegida para su construcción fue un reactor de agua a presión (PWR) con una potencia bruta de 160 MW, lo que permitía una producción anual de mil millones de kw/h con un promedio de funcionamiento de unas 7.000 horas anuales. En la España de 1963, esa capacidad de generación representaba una cuarta parte del total nacional que, además, en sus tres cuartas partes era de origen hidráulico.

La primera central eléctrica nuclear había empezado a funcionar en 1954 en Obninsk, localidad situada a unos cien kilómetros de Moscú. Dos años después, el Reino Unido y Estados Unidos contaban con sus propias centrales nucleares. Así, la construcción de la central nuclear José Cabrera comenzó tan sólo 9 años después de la inauguración de la primera central nuclear del mundo para la producción de energía eléctrica.

El emplazamiento

La C.N. José Cabrera se halla situada en el término municipal de Almonacid de Zorita, provincia de Guadalajara, junto al río Tajo.

La abundancia de agua, los aprovechamientos hidroeléctricos existentes, los sondeos que probaron las adecuadas características geotécnicas del terreno, la buena accesibilidad, etc., hicieron que Unión Eléctrica Madrileña adquiriera 65 hectáreas en La Alcarria, en la margen izquierda del río Tajo entre las presas de Bolarque y Zorita (ver figura 5.1). De este embalse tomaría el caudal de agua necesario para su abastecimiento y refrigeración.



FIGURA 5.1.- Central Nuclear José Cabrera en la cuenca del río Tajo

La construcción

El 6 de julio de 1965 dieron comienzo las obras de la primera central nuclear de España (ver figuras 5.2 y 5.3).



FIGURA 5.2.- Construcción del edificio de contención en la C.N. José Cabrera

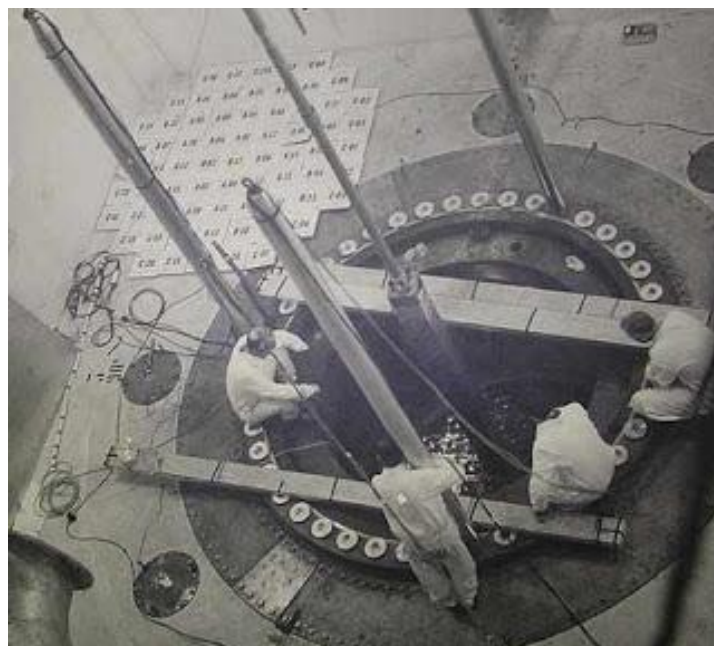


FIGURA 5.3.- Construcción del reactor en la C.N. José Cabrera

El presupuesto inicial de la central nuclear de Zorita ascendía a 2.000 millones de pesetas de las de 1964. El norteamericano Eximbank había concedido a la eléctrica madrileña un crédito de 24,5 millones de dólares (1.470 millones de pts.) a devolver en 25 años.

Dado el interés del Gobierno en aprovechar los recursos propios, el mineral de uranio de extracción nacional, procedente de la fábrica de Andújar, en Jaén, fue enviado a Estados Unidos para someterlo a los procesos necesarios para transformarlo en uranio enriquecido, para poder utilizarlo en la nueva central nuclear de Zorita. Era la primera vez que Estados Unidos realizaba esa labor para otro país. Todo el proceso costó 470 millones de pesetas y satisfacería las necesidades de la central durante tres años.

La puesta en marcha

Apenas dos años y medio después de poner la primera piedra, en diciembre de 1967 se hizo la primera prueba hidrostática de la central, el 31 de marzo de 1968 se efectuó la primera prueba funcional en caliente y, dos meses y medio después, tuvo lugar la carga del núcleo. A finales de junio de ese mismo año se alcanzó la primera criticidad y, 14 días después, la primera sincronización, tres años después del comienzo de las obras.

5. 2. Tecnología

La Central Nuclear José Cabrera constaba de un único reactor de agua ligera a presión (PWR) de 510 MW de potencia térmica y 160 MW de potencia eléctrica. El sistema de refrigeración del reactor era un circuito cerrado que comprendía la vasija del reactor, una bomba que hacía circular el refrigerante del reactor y un generador de vapor. Conectado al circuito existía un presionador con calentadores eléctricos

El reactor estaba alimentado con óxido de uranio de bajo enriquecimiento, envainado en tubos soldados de *zircaloy*, moderado y refrigerado con agua ligera a presión y regulado con una combinación de barras de control que se introducían por su propio peso.

Un reactor de agua ligera a presión, denominado comúnmente por sus siglas en inglés PWR (*Pressurized Water Reactor*), es un tipo de reactor nuclear que usa agua como refrigerante y moderador de neutrones.

En un PWR (ver figura 5.4), el circuito primario de refrigeración está presurizado con el fin de evitar que el agua alcance su punto de ebullición, de ahí el nombre de este tipo de reactores.

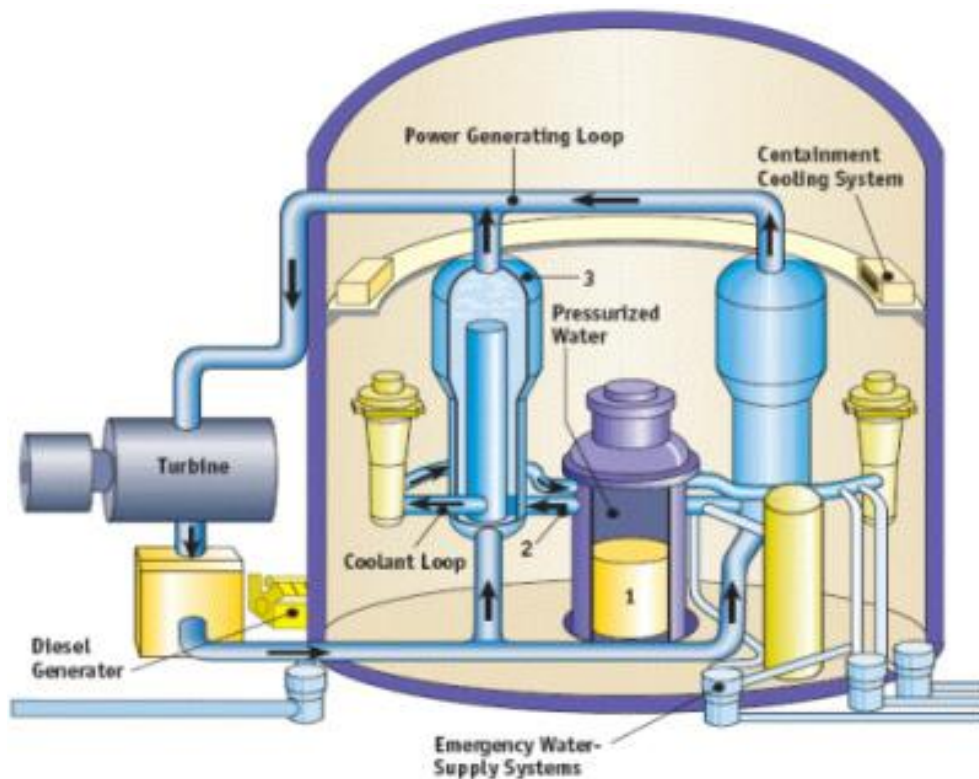


FIGURA 5.4.- Reactor de agua a presión (PWR)

(Fuente: Wikipedia)

El PWR es uno de los tipos de reactores más utilizados a nivel mundial. Hay más de 230 reactores tipo PWR en uso para la generación de energía y varios cientos más que se usan para propulsión naval.

Este tipo de reactor fue diseñado originalmente por el Bettis Atomic Power Laboratory para ser utilizado como planta de energía en un submarino nuclear. También, algunos PWR pequeños han sido utilizados para calefacción en regiones polares.

Un reactor de agua presurizada se diferencia del resto de reactores principalmente en las dos siguientes características:

- En un PWR hay tres circuitos de refrigeración (denominados como circuito primario, secundario y terciario) que utilizan agua ligera. En cambio, en un reactor de agua en ebullición (BWR) hay dos circuitos. También hay otros tipos de reactores, tales como los reactores rápidos que utilizan otras sustancias en lugar de agua en sus circuitos de refrigeración.
- La presión en el circuito primario es típicamente de unos 16 MPa, que es una presión notablemente más alta que en otros reactores nucleares. Como

consecuencia de esto, la temperatura de ebullición del agua aumenta a un valor tal que se garantiza que el agua del circuito primario no se evapore en ningún momento durante la operación normal del reactor. En cambio, en un BWR el agua del primario no está tan presurizada y una fracción (en torno al 15%) se convierte en vapor en el núcleo del reactor. En algunos diseños este vapor es el que se utiliza directamente para mover la turbina, eliminando la necesidad de utilizar un generador de vapor.

A parte de eso, un reactor del tipo PWR se caracteriza por los siguientes elementos:

Refrigerante

En un reactor nuclear, el refrigerante es el fluido que conduce el calor generado hasta un intercambiador de calor, o bien directamente a la turbina generadora de energía eléctrica o propulsión.

En reactores tipo PWR se utiliza agua ligera como refrigerante. El agua alcanza temperaturas del orden de los 315 °C. Aun así, el agua permanece fundamentalmente en fase líquida (si bien hay ebullición nucleada en la zona del núcleo) debido a la alta presión a la que funciona el circuito primario (usualmente alrededor de los 16 MPa/150 atm).

El agua del primario se utiliza para calentar el agua del circuito secundario que se convierte en vapor saturado en el generador de vapor para ser usado en la turbina (en la mayoría de los diseños la presión del secundario es de 60 atm y la temperatura del vapor es de 275 °C).

Moderador

Los reactores PWR, como todos los diseños de reactores térmicos, requieren que los neutrones rápidos producidos por las fisiones en el combustible pierdan energía, esto es, disminuyan su velocidad con el fin de poder mantener la reacción en cadena. A este proceso se lo denomina moderación.

Dado que la masa de núcleos de hidrógeno que se encuentran en una molécula de agua es parecida (en realidad es algo mayor) a la masa de un neutrón, los neutrones van perdiendo velocidad a medida que chocan con las moléculas de agua. El efecto de moderación será tanto mayor cuanto mayor sea también la densidad del agua, ya que al haber mayor cantidad de moléculas de agua por unidad de volumen, la probabilidad de que un neutrón choque con una molécula también se incrementará.

En los PWR, el agua que se usa como refrigerante también actúa como material moderador. El uso de agua como moderador es una importante característica de seguridad de los reactores PWR, ya que, en caso de un incremento en la temperatura del moderador (por ejemplo, durante una subida incontrolada de la potencia del reactor), la densidad del agua disminuiría, reduciendo el efecto de moderación y, por lo tanto, reduciendo la probabilidad de que los neutrones rápidos perdiesen velocidad y alcanzasen la velocidad necesaria para inducir una nueva fisión (resultando, por lo tanto, en una reducción de la potencia del reactor). Este efecto hace que los reactores PWR sean muy estables.

Combustible

Se denomina combustible nuclear a todo aquel material que haya sido adaptado para poder ser utilizado en la generación de energía nuclear.

El combustible que se utiliza en reactores PWR es el dióxido de uranio (UO_2), en el que el uranio se encuentra enriquecido en U-235 en valores que van de 2 a 4%. Tras su enriquecimiento, el dióxido de uranio en polvo se cuece a alta temperatura en un horno de sinterizado para poder endurecer el material y permitir la fabricación de pastillas (en inglés, *pellets*) de dióxido de uranio enriquecido. Estos *pellets* se ponen en vainas fabricadas con una aleación metálica de zirconio resistente a la corrosión.

Las vainas se llenan además con helio a fin de mejorar la conducción térmica entre el *pellet* y la propia vaina. Estas vainas de combustible así terminadas se agrupan en elementos combustibles que son utilizados para formar el núcleo del reactor (ver figura 5.5).

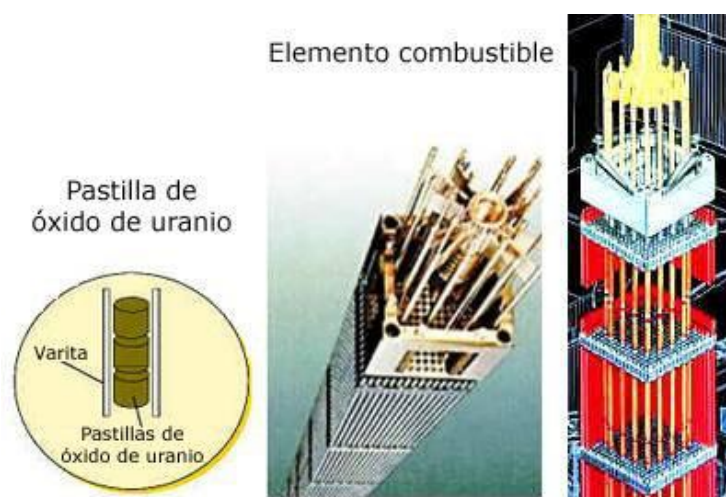


FIGURA 5.5.- Elementos combustibles

(Fuente: Wikipedia)

Un elemento combustible típico de un PWR tiene entre 200 y 300 vainas cada uno y el núcleo de un reactor PWR tiene entre 150 y 250 elementos combustibles que, en total, contienen entre 80 y 100 toneladas de uranio. Generalmente, los elementos combustibles son bloques de entre 14 x 14 y 17 x 17 vainas. El elemento combustible tiene alrededor de 4 m de longitud.

Control

La potencia del reactor en PWR comerciales y militares se controla normalmente variando la concentración de ácido bórico en el refrigerante del circuito primario. El boro es un absorbente de neutrones muy eficaz y, por lo tanto, incrementando o reduciendo la concentración de boro en el reactor se altera la población de neutrones en el reactor. Además el reactor utiliza barras de control que se insertan desde arriba en los elementos combustibles y se utilizan normalmente solo para las operaciones de arranque y apagado del reactor.

En contraste, los reactores tipo BWR no usan boro disuelto en el refrigerante primario para el control de la potencia del reactor sino que se realiza regulando el caudal de refrigerante. Esta es una ventaja de los BWR en relación a otros reactores ya que el ácido bórico es muy corrosivo y además no se requiere de un sistema que se encargue de regular la concentración de este absorbente. Sin embargo, la mayoría de los reactores BWR comerciales incluyen un sistema de apagado de emergencia basado en la inyección de ácido bórico en el refrigerante del circuito primario.

Por su parte, los reactores tipo CANDU también utilizan ácido bórico como sistema redundante para el apagado del reactor. En el caso de reactores navales, la potencia se regula por medio de barras de control.

Por último, se listan las ventajas y desventajas que presenta el uso de reactores tipo PWR frente a otros tipos para la producción de energía:

Ventajas

- Los reactores tipo PWR son muy estables debido a su tendencia a reducir su potencia ante incrementos de temperatura, de modo que se logra reducir la posibilidad de perder el control de la reacción en cadena.
- Los PWR pueden ser operados con un núcleo que contiene menos material fisible que el necesario para alcanzar la condición de criticidad con neutrones instantáneos (en inglés, *prompt critical*). De este modo se reduce la posibilidad de que el reactor tenga una subida incontrolada de la potencia, lo que representa una de las características principales de seguridad de los reactores PWR.

- Puede verse también como ventaja el hecho de que al utilizar uranio enriquecido como combustible, los PWR pueden utilizar agua ordinaria como moderador en lugar de necesitar agua pesada cuya producción es costosa.

Desventajas

- El agua del sistema refrigerante primario tiene que ser presurizado a altas presiones para mantener el agua en fase líquida a las temperaturas de trabajo del reactor. Esto añade requerimientos exigentes sobre las cañerías y el recipiente de presión del reactor y por lo tanto incrementa los costos de construcción. También se incrementa el riesgo ante un accidente por pérdida de refrigerante del sistema primario.
- Los PWR no pueden cambiar el combustible gastado mientras están operando. Esto limita la eficiencia del reactor y también implica que tiene que salir de operación por periodos más largos que en otros tipos de centrales nucleares.
- El agua caliente del primario con ácido bórico disuelto es corrosiva para el acero inoxidable, causando que los productos de corrosión (que son radiactivos) circulen por dicho circuito primario. Esto limita la vida útil del reactor y además requiere de sistemas especiales para el filtrado de los productos de corrosión, lo cual incrementa el costo del reactor.
- El agua ligera tiene un poder de absorción de neutrones mayor que el del agua pesada. De este modo, al utilizar agua ligera como moderador es necesario utilizar uranio enriquecido como combustible, lo cual incrementa el costo de dicho combustible. En el caso de los reactores que usan agua pesada, es posible utilizar uranio natural como combustible, pero el aumento de coste en este caso está en la producción del agua pesada.

5.3. Operación

La operación de la central, localizada en Almonacid de Zorita, se caracterizó por un funcionamiento estable y carente de incidencias. Y es que hasta el final de su vida operativa, la central mantuvo el cumplimiento de su objetivo fundamental de producir electricidad realizando siempre una operación segura y fiable de la planta.

La C.N. José Cabrera produjo electricidad a lo largo de casi 38 años. Durante ese tiempo, contribuyó a evitar la emisión de 32,37 millones de toneladas de CO₂ a la atmósfera y, a lo largo de los años, sumó una producción total de 36.515 millones de kilovatios hora (ver figura 5.6), equivalente al consumo eléctrico anual de 25 provincias como Guadalajara. Por otro lado, durante esas casi cuatro décadas de operación, la

central proporcionó empleo a 300 trabajadores de forma directa y a otros 6.000 de manera indirecta.

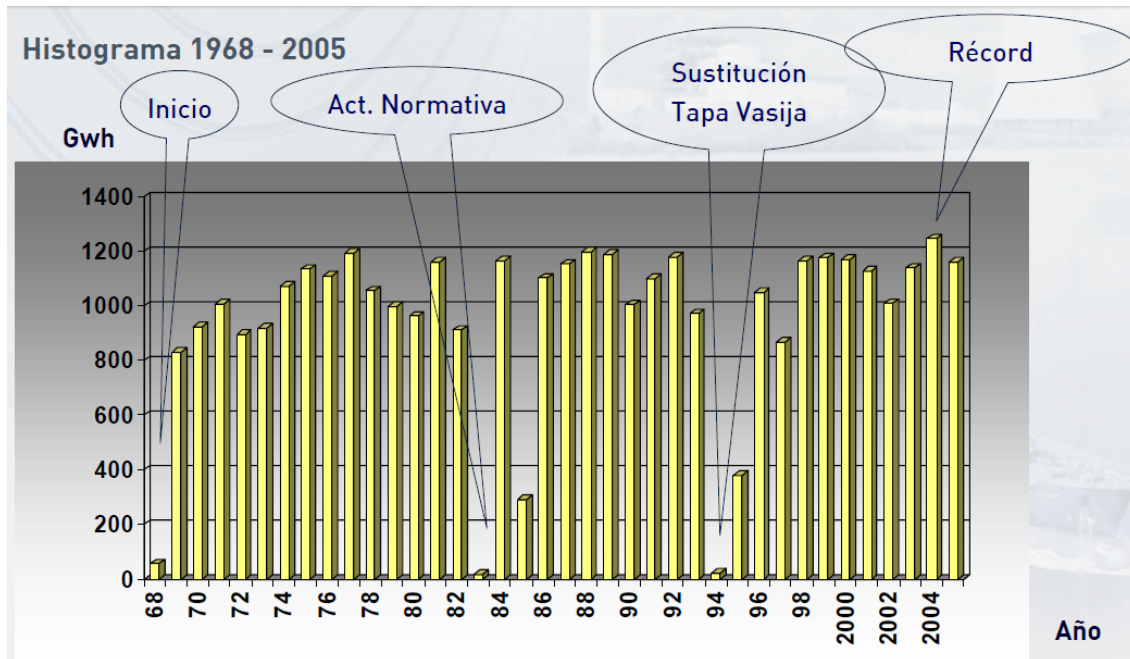


FIGURA 5.6.- Histograma de la producción de energía en C.N. José Cabrera
(Fuente: Gas Natural Fenosa)

5. 4. Cese definitivo de operación

El cese definitivo de la explotación de esta central fue declarado por el MITYC mediante Orden Ministerial de 20 de abril de 2006, y en la actualidad se encuentra en fase de desmantelamiento, de acuerdo con la autorización concedida por este Ministerio mediante Orden Ministerial de 1 de febrero de 2010.

El 30 de abril de 2006, a las 23:31 horas, la C.N. José Cabrera, propiedad de la entonces Unión Fenosa, se desconectó de la red en cumplimiento de la Orden emitida por el entonces Ministerio de Economía. El 14 de octubre de 2002, este Ministerio, con el informe previo del CSN, había concedido la última renovación de la Autorización de Explotación hasta el 30 de abril de 2006.

De acuerdo con la normativa española vigente, la responsabilidad de planificar y realizar el desmantelamiento de las centrales nucleares recae directamente sobre Enresa, a la que se encomienda también la gestión final del combustible nuclear gastado y de los residuos radiactivos que se generen en las mismas. Por este motivo, la Orden Ministerial de 1 de febrero de 2010 también establece que el titular de las actividades de desmantelamiento de la central es Enresa, por lo que ha sido necesario acometer un proceso de cambio de titularidad de la instalación desde Gas Natural Fenosa a Enresa

que culminó el 11 de febrero de 2010, fecha a partir de la cual se inicia el desmantelamiento de la instalación.

CAPÍTULO 6

**DESMANTELAMIENTO DE LA
CENTRAL NUCLEAR JOSÉ
CABRERA**

6.1. Proceso administrativo

Enresa inició los trabajos de desmantelamiento de la Central Nuclear José Cabrera en 2003, cuando el Ministerio de Economía concedió la renovación del permiso de explotación de la Central y estableció como fecha límite para el fin de operación de la instalación el 30 de abril de 2006.

En los contratos que Enresa tiene con las compañías explotadoras de las centrales nucleares, autorizados por el Ministerio de Industria, existe un apartado relativo al desmantelamiento de las mismas, en el que se marcan una serie de actividades a realizar antes de la parada, con vistas al desmantelamiento.

Dentro de estas actividades previas a la parada, destaca la realización de un **Estudio Básico de Estrategias para el Desmantelamiento de la Central**, un documento en el que se estructura la propuesta de actuación para el escenario de desmantelamiento, así como la gestión de los residuos y del combustible de la instalación. Este documento fue enviado al Ministerio de Economía el 29 de julio de 2003, tres años antes de la parada de la Central.

La estrategia propuesta en este documento es el desmantelamiento total e inmediato de la instalación (nivel 3 de desmantelamiento), después de un período de tres años desde la parada. De este modo, una vez que finalice el proceso de desmantelamiento, el lugar quedará libre para cualquier uso desde el punto de vista radiológico.

A partir de este primer documento oficial, Enresa empieza a trabajar en un **Plan de Desmantelamiento Preliminar**. Dicho carácter preliminar obedece a las limitaciones que supone el que la Central esté en funcionamiento para la toma de datos radiológicos de los sistemas y estructuras de la instalación. Esta documentación de desmantelamiento fue remitida al CSN el 6 de febrero de 2006.

Una vez parada la central y realizados los estudios y comprobaciones necesarias, Enresa desarrolla un proyecto con más detalle y eleva a carácter oficial la documentación preliminar presentada en febrero de 2006. El **Plan de Desmantelamiento Definitivo** con la solicitud de desmantelamiento y la solicitud de transferencia de titularidad de la instalación se presentó en diciembre de 2007, dejando así un plazo suficiente para su evaluación y apreciación favorable, siempre con vistas a obtener la autorización y transferencia del emplazamiento tres años después de la parada definitiva.

Además, Enresa ha seguido otros procesos de autorización para poder culminar el proyecto:

- Sometimiento del proyecto al proceso de la **Declaración de Impacto Ambiental**, de acuerdo con la legislación vigente. En este sentido aparte de la memoria resumen del proyecto se ha elaborado el correspondiente Estudio de Impacto Ambiental.
- Solicitud de la **Licencia Municipal de Obras y de Actividad**, a otorgar por el ayuntamiento donde está ubicada la instalación, en este caso el Ayuntamiento de Almonacid de Zorita. Para lograrla se necesitó aportar la documentación técnica de proyecto visada por el Colegio Oficial.
- Elaboración de la documentación necesaria para el sometimiento del proyecto a la opinión favorable de la Unión Europea de acuerdo con el Artículo 37 del Tratado de EURATOM.
- Orden Ministerial que autoriza la transferencia de titularidad de la Central Nuclear José Cabrera de Gas Natural Fenosa a Enresa para la ejecución del desmantelamiento de la Central. La firma de esta transferencia se produjo el 11 de febrero de 2010.

6.2. Planificación del desmantelamiento

El Plan de Desmantelamiento y Clausura que Enresa está aplicando en la C.N. José Cabrera se ha dividido en dos fases: la primera relativa al Almacén Temporal Individualizado (ATI) y a la Gestión del Combustible Gastado, que se ha desarrollado entre 2006 y 2010 y una segunda fase, que se prolongará entre 2010 y 2016, definida como Plan de Desmantelamiento y Clausura (PDC) de la Central.

2006-2010 ATI/Gestión del Combustible Gastado

Una de las acciones principales a desarrollar entre las actividades preparatorias para el desmantelamiento fue la evacuación del combustible gastado desde la piscina de la Central a un almacén en seco. Enresa ha llevado a cabo el diseño, fabricación y licenciamiento de ese sistema de almacenamiento de combustible gastado.

La construcción del ATI finalizó en 2008 y el traslado de los 12 contenedores a este nuevo almacén concluyó en septiembre de 2009. El almacenamiento de los contenedores está ubicado en los terrenos situados al Sur de la propia central en una zona elevada que constituye una terraza sobre la vaguada en la que se asienta la misma. Su estructura principal consiste en una losa sísmica de hormigón armado donde se han depositado verticalmente los doce contenedores (de acero y hormigón) de almacenamiento de combustible (ver figura 6.1).



FIGURA 6.1.- ATI C.N. José Cabrera

2010- 2016 Plan de Desmantelamiento y Clausura (PDC) de la Central

Una vez obtenida la autorización del MITYC y efectuada la transferencia de la titularidad a Enresa como explotador responsable el 11 de febrero de 2010, comenzaron los trabajos de desmantelamiento de la Central.

El conjunto de los trabajos de desmantelamiento de equipos, sistemas y edificios, así como la generación y traslado de residuos radiactivos, convencionales y materiales desclasificados, tiene un programa de ejecución de 6 años de duración, por lo que está previsto que finalicen en 2016.

Los objetivos de esta fase son:

- ***Plan desmontaje de componentes convencionales:*** son las actuaciones con sistemas y componentes sin implicaciones radiológicas, pero que se han de llevar a cabo con grandes medidas de seguridad porque se mueven muchas toneladas de material y se realizan trabajos a gran altura.

- **Desmantelamiento de partes activa:** consiste en el desmontaje de sistemas y componentes situados en zonas con implicaciones radiológicas.
- **Caracterización y escarificación de suelos y paramentos:** consiste en el marcaje de suelos y paramentos para la posterior segregación de superficies contaminadas.
- **Gestión de materiales:** tiene como objetivo reducir al mínimo el volumen de residuos, ya sean convencionales o radiactivos. La política de reciclaje de materiales implementada por Enresa en el desmantelamiento prevé hallar nuevos usos para el 95% de los materiales generados durante los trabajos.

En el desmantelamiento de la C.N. José Cabrera se gestionará un volumen total aproximado de 104.000 toneladas de materiales.

De esos materiales, 4.000 toneladas serán residuos radiactivos, el 80 % de muy baja actividad y el 20% restante de baja y media. La mayor parte de esas 4.000 toneladas de residuos radiactivos serán depositadas en el almacén centralizado de El Cabril.

Para la gestión de los materiales generados durante todo el proceso se utilizan bidones, contenedores metálicos, sacas y grandes contenedores, según el tipo de material. Para los residuos radiactivos se realizan transportes al almacén centralizado de El Cabril de acuerdo a las recomendaciones establecidas por la OIEA y el ordenamiento jurídico nacional.

Además, durante todo el proceso, se desarrollan diferentes actividades de apoyo para garantizar su calidad y seguridad:

- **Protección radiológica y seguridad:** servicio encargado de velar por la seguridad de los trabajadores tanto en el nivel radiológico como en el industrial, realizando los análisis de riesgos oportunos e implantando las medidas correctoras necesarias.
- **Ingeniería:** Este servicio permite adaptarse a las circunstancias de la propia obra e introducir modificaciones al proyecto según las necesidades.
- **Garantía de calidad:** los trabajos se someten a un programa de garantía de calidad para comprobar la aplicación de los procedimientos y de la normativa vigente.

- **Formación:** tiene como objetivo proporcionar a todos los trabajadores las nociones necesarias para garantizar su seguridad, además de cumplir escrupulosamente con los requerimientos impuestos en la normativa vigente.

6.3. Avance del proyecto

6.3.1. Año 2010

6.3.1.1. Resumen general

El día 11 de febrero se produce la Transferencia de Titularidad de la instalación C.N. José Cabrera de Gas Natural Fenosa a Enresa. De este modo, las actividades de desmantelamiento desarrolladas por Enresa enmarcadas en el Plan de Desmantelamiento y Clausura de la Central Nuclear José Cabrera (PDC de la CNJC) dieron comienzo el 12 de febrero de 2010.

A continuación se describen las actividades realizadas en el año 2010, que se centraron fundamentalmente en la adaptación de sistemas soporte y la adecuación de las instalaciones auxiliares a los requisitos del PDC de la CNJC.

Implantación de la organización de Enresa

Durante esta fase inicial se realizaron las actividades necesarias para la implantación de la organización de Enresa en obra y la continuidad de la operación y vigilancia de la planta. Entre las mismas cabe destacar las siguientes actuaciones:

- Constitución de Comités Preceptivos:
 - Comité de Seguridad de la Instalación.
 - Comité ALARA.
 - Comité de Prevención de Riesgos Laborales.
- Constitución de retenes y entrada en vigor de Organización de la Emergencia.
- Formalización de libros:
 - Diario de Operación.
 - Inoperabilidades.
 - Control de Descargos.
 - Indisponibilidades.
- Aplicación de los Programas de Vigilancia.
- Ejecución de gamas de operación y mantenimiento.

- Entrada en vigor del marco documental y aplicación práctica del mismo. Distribución de documentación básica (Documentación de Licencia, Plan de Emergencia Interior, etc.) en puntos requeridos.
- Continuidad de las tareas relacionadas con la Seguridad (PR, PRL y Seguridad Física).
 - Rondas de Vigilancia.
 - Inspecciones.
 - PVRA (Programa de Vigilancia Radiológica Ambiental).
- Despliegue del Plan de Formación.

Asentamiento de contratistas

Con carácter general se han ejecutado actividades previas al inicio físico de los trabajos por parte de los diferentes contratistas de obra con el siguiente alcance:

- Elaboración del Plan de Seguridad y Salud y del Plan de Calidad y Medio Ambiente.
- Implantación en obra de casetas, equipos, herramientas y materiales auxiliares.
- Incorporación de trabajadores.
- Análisis de trabajos y preparación de procedimientos de ejecución, programación, comprobación de descargos requeridos y evaluación de riesgos asociados.
- Montaje de elementos de seguridad para protección de zonas de trabajo.
- Revisión de descargos de equipos y sistemas.

Acondicionamiento del edificio eléctrico de torres de refrigeración

Se ha acondicionado el sistema de alimentación eléctrica de la instalación con el fin de adaptarlo a las nuevas necesidades del desmantelamiento, modificando el parque eléctrico de 46 kV para alimentar el edificio eléctrico de torres y cableando desde allí para suministrar tensión a la zona de la toma de agua, al actual edificio eléctrico y a las nuevas instalaciones de turbina.

Acondicionamiento de los sistemas de PCI y de la toma de agua

Se han realizado los trabajos y el suministro de equipos necesarios para llevar a cabo las modificaciones mecánicas requeridas, con objeto de mantener operativos y adaptar los sistemas de PCI y agua de Servicios Generales a los requerimientos durante el PDC de la CNJC.

Recableado de cargas eléctricas en el edificio de turbina

Se han efectuado actividades de recableado de los circuitos de fuerza y control, y los cambios y trabajos de acondicionamiento en las cargas alimentadas inicialmente desde los cuadros normales de la planta intermedia del edificio de turbina, así como desde los del tren A de la elevación 609,600 del edificio eléctrico.

Desmontaje de elementos convencionales y acondicionamiento de áreas exteriores

Durante el año 2010, se han llevado a cabo tareas de desmontaje de elementos convencionales y de acondicionamiento de áreas exteriores en las zonas que se detallan a continuación:

- Zona torres de refrigeración.
- Edificio diesel.
- Zona de transformadores.
- Báscula pesaje camiones: instalación de báscula de 60 toneladas para pesaje de camiones, con disposición de placas de anclaje, células de carga y rampas de hormigón e infraestructura de canalización para alimentación eléctrica y control.

Adecuación de los sistemas de ventilación de los Edificios Auxiliar y de Contención

Durante el año 2010 se realizaron las comprobaciones de funcionamiento y modificaciones requeridas para la adecuación de los sistemas de ventilación de los edificios Auxiliar y de Contención.

Plan de Descargos Definitivos

Durante 2010 se efectuaron las actividades relacionadas con el Plan de Descargos Definitivos asociado a los siguientes sistemas:

- Sistemas del Edificio Diesel.
 - Sistemas eléctricos.
 - Almacenamiento.
 - Suministro de gasoil.
- Sistemas del Edificio de Turbina.
 - Sistema de Aceite de Cierres de Turbina.
 - Aceite de Lubricación de Turbina.
 - Sistema de Aportación de Reactivos.
 - Generador Eléctrico.

- Sistema de Almacenamiento y Purificación del Aceite de Turbina.
 - Sistema de Refrigeración del Generador Eléctrico.
-
- Sistema de Agua Desmineralizada.
 - Sistema de Agua de Servicios Esenciales.
 - Sistema de Refrigerante del Reactor.
 - Sistema de Evacuación de Calor Residual.
 - Sistema de Control Químico y Volumétrico.
 - Sistema de Refrigeración de Emergencia del Núcleo.
 - Sistema de Agua de Refrigeración de Componentes.
 - Sistema de Toma de Muestras.
 - Sistema de Tratamiento de Residuos Gaseosos.
 - Sistema de Tratamiento de Gases y Gases Auxiliares (H_2 y N_2).
 - Sistema de Aire de Servicios.
 - Sistema de Agua de Circulación y Enfriamiento de Turbina.

Actividades de caracterización

En 2010 se llevaron a cabo las actividades preparatorias requeridas (montaje equipamiento, marcaje puntos de muestreo, etc.) y se ejecutaron una serie de taladros para la toma de muestras del blindaje biológico en el recinto de Contención.

Actividades auxiliares

En 2010 se realizaron actividades relacionadas con la adecuación de áreas auxiliares y mantenimiento general de la instalación como:

- Impermeabilización de cubiertas.
- Reparaciones generales.
- Limpieza del río.
- Adecuación y mejora de vestuarios para acceso a zona controlada.
- Protecciones colectivas y señalización.
- Limpieza de colectores y viales.
- Adecuación y reestructuración de la explanada de expedición de bidones, oficina y almacenes para dotar a la instalación conforme a las nuevas necesidades.
- Preparación de soportes, instalación y dotación de servicios para casetas comedor y vestuarios en diversas zonas.
- Adecuación y reestructuración del laboratorio y zonas afines en el edificio de oficinas.

- Desmontaje del laboratorio en el edificio de oficinas y talleres para la adecuación de la sala para otros usos.
- Adecuación de antiguo vestuario caliente e implantación del laboratorio.
- Traslado, montaje y adecuación de caseta de muestreo y zona de paso para trabajos en zona de explanada de expedición de bidones y Almacén 2.
- Realización de camino peatonal desde zona de formación hasta aparcamientos.
- Pintar y señalizar accesos peatonales, aplicación de pintura antideslizante en escaleras exteriores y señalización de zona de operación de la báscula.
- Realización de zanja para conducción de acometida de línea de transporte de datos.
- Reparación, modificación y sustitución de tapas de canalizaciones de servicios varios en el emplazamiento.
- Excavación y construcción de arqueta en la ubicación de la válvula 1467 al este del edificio de turbina.
- Apoyo y sistema de fijación de medidores ambientales.
- Reparación y sustitución de tramo averiado en línea de distribución general de agua de riego.
- Demolición de tabique divisorio en almacén general.
- Plantación para la sujeción de taludes en rampa de acceso del canal de torres.
- Montaje de sistema de calefacción y refrigeración de equipos del laboratorio, montaje de puertas y cerramientos en el vestuario caliente del Edificio de Oficinas.
- Adecuación de infraestructuras y servicios auxiliares para operatividad de zonas destinadas a la desclasificación de materiales.
- Acondicionamiento civil del edificio de Talleres y Garajes para equipos de desclasificación del PDC de la CNJC.
- Adecuación y modificación de zonas de trabajo para optimizar recursos y medios de las diferentes áreas organizativas.

Otras actuaciones

- Se han colocado cinco TLD adicionales de vigilancia del ATI en cumplimiento de lo solicitado por el CSN.
- Realización de simulacro de activación del PEI.
- Campaña de retirada de material convencional disperso y evacuación del mismo de la instalación.

6.3.1.2. Actividades de gestión de materiales y residuos

Durante el año 2010 la cantidad de material generado en las actividades de desmantelamiento ha sido discreta. Su procedencia se corresponde fundamentalmente a trabajos preparatorios y a las campañas de limpieza y ordenación de los diferentes almacenes y edificios. No obstante, tanto las tipologías de los materiales generados inicialmente, como las vías de gestión previstas para los mismos inicialmente se ajustan a lo establecido en el PGR.

Es de destacar que para el material radiactivo generado como JC (material radiactivo generado previamente a la transferencia de titularidad de la CNJC), se han desarrollado vías de gestión autorizada y documentación soporte aprobada, Documentos Descriptivos de Bultos y expedientes de aceptación, en función de su tratamiento definitivo en El Cabril como RBBA o RBMA.

6.3.2. Año 2011

6.3.2.1. Resumen general

A continuación se describen las actividades realizadas en el marco del PDC de la CNJC a lo largo del año 2011.

Acondicionamiento del edificio eléctrico de torres de refrigeración

En 2011 finalizaron los trabajos de acondicionamiento del sistema de alimentación eléctrica de la instalación con el fin de adaptarlo a las nuevas necesidades del desmantelamiento, modificando el parque eléctrico de 46 kV para alimentar el edificio eléctrico de torres y cableando desde allí para suministrar tensión a la zona de la toma de agua, al actual edificio eléctrico y a las nuevas instalaciones de turbina.

Los trabajos en el parque de 46 kV se ejecutaron en marzo, realizándose el protocolo de pruebas del interruptor ST-1 y del transformador ST1AR quedando energizado. De igual modo se llevaron a cabo las pruebas en las cabinas de 3 kV, transformador en seco y cabinas de 380 V.

Mejora de los sistemas de PCI

A lo largo de 2011 se llevaron a cabo actuaciones de adecuación de los sistemas de detección y extinción de incendios en diversos edificios de la instalación.

Adecuación de los sistemas de ventilación de los Edificios Auxiliar y de Contención

Durante el año 2011 finalizaron las comprobaciones de funcionamiento y modificaciones requeridas para la adecuación de los sistemas de ventilación de los edificios de Contención y Auxiliar.

A lo largo de los meses de abril y mayo se ejecutaron las Pruebas Oficiales de los sistemas de ventilación de los Edificios de Contención y Auxiliar en presencia del CSN.

A partir de junio se convocó al CSN para la asistencia a las pruebas funcionales de las Unidades Portátiles de Ventilación (UPV).

Desmontaje de elementos convencionales y acondicionamiento de áreas exteriores

En 2011 finalizaron los trabajos de desmontaje y de adecuación civil de zonas exteriores tras la ejecución de las siguientes actividades

- Desmantelamiento de los transformadores T1, T1A, ET1A-1 y ET1A-2 y ST1A
- Demolición del muro de hormigón armado de separación con edificio turbina, bancadas y elementos de hormigón varios. Segregación de materiales y traslado a camp de RCD.
- Acondicionamiento civil de la explanada de trafos: excavación, preparación y compactado de zona con zahorras como paso previo al hormigonado; retirada de bordillos en zona de rampas de acceso a explanada.
- Ejecución de dos arquetas de registro para un piezómetro de control y caja de registro de cable de fibra óptica.
- Ejecución de la solera de hormigón con fibra de polipropileno y mediante mallazos en las zonas de transición entre losas de hormigón existentes y zona con zahorras.

Plan de Descargos Definitivos

Se han finalizado las actividades relacionadas con el Plan de Descargos Definitivos asociados a los siguientes sistemas:

- Sistema de Aportación de Reactivos
- Sistema Secundario.
- Sistema de Tratamiento de Agua.
- Sistema del Generador Eléctrico
- Sistema de Aportación de Reactivos
- Sistema de Aire de Servicios

Al final de año proseguían las actividades relacionadas con los siguientes descargos definitivos:

- Sistema de agua de Servicios Esenciales.
- Sistema de refrigeración de emergencia del núcleo.
- Sistema de agua de refrigeración de componentes.
- Sistema de agua de circulación y enfriamiento de turbina.
- Sistema de purga del generador de vapor.
- Sistema general de 3 kV y 380 V.
- Sistema de tratamiento de residuos gaseosos.
- Sistema de evacuación de calor residual.
- Sistema de ventilación y filtración Edificio Auxiliar.
- Sistema de ventilación y filtración Edificio Contención.

Actividades de caracterización

Durante el mes de febrero de 2011 se realizó la toma de muestras en edificios y sistemas de la instalación contemplada en el alcance de la quinta campaña de caracterización radiológica inicial.

Después, durante el mes de marzo se ejecutaron una serie de sondeos en terrenos en el marco de la campaña de caracterización inicial para el Plan de Restauración.

Actividades en Cavidad de Reactor y FCG

En 2011 se ejecutaron actividades preparatorias (caracterización y retirada de elementos remanentes en Cavidad de Reactor y FCG, adecuación e impermeabilización de superficies, montaje de equipamiento auxiliar, etc.) en el recinto de Contención requeridas para los futuros trabajos de segmentación de los internos del reactor.

En febrero comenzó la inspección, tanto visual como radiológica, del interior del FCG y de los elementos estructurales almacenados en los rack ubicados en el mismo, con el objetivo de preparar los trabajos posteriores de retirada de elementos y adecuación de la zona.

En marzo se iniciaron las tareas de retirada de elementos de la Cavidad del Reactor.

De abril a junio prosiguió la retirada de elementos de la Cavidad del Reactor y del FCG. De igual modo se efectuaron pruebas con objeto de planificar las posteriores actuaciones de saneamiento de superficies.

En julio terminaron las actuaciones de preparación del FCG y comenzaron los trabajos para la retirada del muro entre el FCG y la Cavidad del Reactor.

Una vez finalizada la retirada del muro entre Cavidad y la piscina, en diciembre comenzaron las actuaciones de impermeabilización de superficies.

Desmontaje de grandes componentes y elementos radiológicos

En 2011 se llevaron a cabo actividades preparatorias (asentamiento contratista, liberación de espacios, montaje de equipamiento auxiliar, etc.) y se iniciaron los trabajos de desmontaje radiológicos en los edificios de Contención y Auxiliar.

Acondicionamiento de almacenes de residuos radiactivos.

En 2011 se ejecutaron trabajos de adecuación de los almacenes de residuos radiactivos 1, 2 y 3 que han consistido en el desmontaje de equipos y estructuras no requeridas, actuaciones de obra civil, mejora de los sistemas auxiliares (PCI, ventilación, etc.) y adecuación de los medios de manutención.

Adecuación del Puesto de Vigilancia y Supervisión (PVS)

En 2011 se iniciaron los trabajos de adecuación del futuro Puesto de Vigilancia y Supervisión (PVS) llevándose a cabo los siguientes trabajos:

- Mediciones, apertura de arquetas y replanteo de tendidos de cableado y canalizaciones
- Instalación de canalizaciones eléctricas, bandejas y soportes de antenas.
- Conexionado de señales a cuadros de agrupamiento.

Actividades auxiliares

En 2011 se realizaron actividades relacionadas con la adecuación de áreas auxiliares y mantenimiento general de la instalación, tales como:

- Impermeabilización de cubiertas, reparaciones generales y preventivas.
- Limpiezas de río, limpieza arqueta pluvial del canal de descarga de torres.
- Protecciones colectivas, señalización de viales y accesos.
- Adecuación de infraestructuras de comunicación de personal y servicios de transporte de datos.
- Adecuación y modificación de zonas de trabajo para optimizar recursos y medios de las diferentes áreas organizativas.

Como actuaciones extraordinarias se resaltan las siguientes:

- Acondicionamiento civil del antiguo edificio de Talleres y Garajes como área de desclasificación del PDC de la CNJC
- Acondicionamiento civil del edificio almacén C para el almacenamiento de material desclasificable.
- Acondicionamiento de recinto para la instalación de depósito de nitrógeno.
- Desmontaje, traslado y nueva instalación de equipos de PR. Adaptación de equipos auxiliares.
- Colocación de tapas de arqueta aligeradas en línea de canal de descarga.
- Asfaltado y hormigonado en zonas de transporte y entrega de materiales
- Adecuación de paramentos y superficies en el edificio de la potabilizadora.
- Recepción y protección de lavandería modular.

6.3.2.2. Actividades de gestión de materiales y residuos

Residuos de desmantelamiento coincidentes con los de operación

Con el objetivo de poder aplicar la filosofía de aprovechamiento y mejora de experiencias existentes, se han mantenido las pautas de acondicionamiento de residuos de características semejantes a los generados durante el funcionamiento de la Central.

Durante el año 2011 se ha continuado operando la planta de acondicionamiento de resinas y concentrados existentes en la Instalación. Con objeto de mejorar el control de los bultos producidos, se han desarrollado unos procedimientos de control de producción:

- Verificación del embidonado de resinas durante el proceso de producción de un lote de bultos.
- Proceso de extracción del líquido libre potencialmente presente en los bultos de resinas, procedentes de la descontaminación del circuito primario de C.N. José Cabrera, generados en 2007.
- Verificación del embidonado de concentrados durante el proceso de producción de un lote de bultos.

Para la gestión de estos residuos DJ (aquellos residuos generados durante el desmantelamiento) se ha generado y revisado la documentación preceptiva correspondiente.

Segregación y optimización de volumen

Con el objeto de potenciar los procesos de segregación de materiales que permitan optimizar los volúmenes de residuos, derivando aquellos que fuera posible a procesos de desclasificación o tratamientos de descontaminación que permitan rebajar la clasificación de los materiales de RBMA a RBBA, se han tomado las siguientes acciones.

Caracterización de materiales

- Caracterización radiológica “in situ” de los materiales desmantelados para poder clasificarlos inicialmente, dentro de cada UI radiológica como materiales desclasificables, MRBMA o MRMBA.
- Aplicar métodos de caracterización de materiales radiactivos, mediante medidas espectrométricas (equipos ISOCS/BOX-COUNTER) suficientemente eficientes para determinar la clasificación definitiva de los mismos como RBMA y RBBA.

Adecuación de instalaciones auxiliares

Manteniendo los mismos criterios de acondicionamiento pero en este caso con el objetivo de mejorar las instalaciones auxiliares existentes, se ha procedido durante el año 2011 a ejecutar las siguientes modificaciones de diseño:

- Propuesta de Modificación de Diseño para la adecuación de los almacenes temporales de residuos radiactivos (PMD-060-002-10).
- Propuesta de Modificación de Diseño del edificio de turbina como nuevo edificio auxiliar del desmantelamiento (PMD-060-001-10).

De acuerdo a las mismas se han realizado las correspondientes reformas de los Almacenes de residuos radiactivos 1, 2 y 3, la remodelación del antiguo almacén “C” de repuestos como almacén de material desclasificable y las obras de adecuación del antiguo Edificio de Turbina como nuevo EAD.

En el Almacén 1 y en el EAD se han acondicionado nuevas dependencias para el relleno de huecos de residuos sólidos heterogéneos no compactables en CMT, CMB y Bidones.

Asimismo, se han iniciado las obras en el taller caliente del Almacén 1 para dotarlo de una zona de compactación de residuos en bidones de 220 litros, instalación

que quedará finalizada con el montaje y la puesta en marcha de una nueva compactadora.

Proceso de Desclasificación de Materiales

Durante el año 2011 se han realizado las pruebas oficiales del proceso general de Desclasificación de Materiales mediante el cual se podrán gestionar como convencionales todos aquellos materiales procedentes de UI radiológicas que superen satisfactoriamente dicho proceso.

Residuos que por actividad resulten RBBA

En las aplicaciones informáticas incorporadas tanto en el BOX-COUNTER como en el ISOCS, se han implantado criterios que permiten discernir con suficiente claridad qué materiales residuales procedentes de rechazos del proceso de desclasificación y qué materiales caracterizados directamente como residuos, cumplen con los criterios establecidos para ser considerados RBBA.

En estos casos si existe documentación acreditativa para RBMA no se precisa ninguna otra documentación soporte de su generación. Para el resto de casos se ha editado el siguiente DDB:

- Documento Descriptivo del Bulto de muy baja actividad de residuos sólidos no compactables, generados en PDC CN José Cabrera.

Con la idea de potenciar este tipo de optimizaciones, durante el año 2011, se han estudiado diferentes variantes que se han concluido en la decisión de poner en marcha procesos de descontaminación, química y mecánica. Esta decisión se materializará en diversas instalaciones que se ubicarán en la planta baja del EAD.

6.3.3. Año 2012

6.3.3.1. Resumen general

A continuación se describen las actividades realizadas en el marco del PDC de la CNJC a lo largo del año 2012.

Adecuación del Puesto de Vigilancia y Supervisión (PVS)

Durante el primer trimestre se realizaron tareas de conexión de señales a cuadros de agrupamiento. Asimismo, se instaló la caseta y se montó el equipamiento (ordenadores, mobiliario, etc.) previsto en el futuro PVS. Finalmente se realizaron las pruebas de funcionamiento por parte del contratista.

En abril se ejecutaron las Pruebas Oficiales asociadas al PVS en presencia del CSN.

Sustitución bomba CW-3 de gasolina por BDCI-1 de gasoil

En 2012 se realizan los trabajos requeridos para el desmantelamiento de la bomba CW-3 de gasolina y sustitución por la nueva bomba BDCI-1 de gasoil. Para ellos se llevaron a cabo las siguientes operaciones:

- Adecuación Eléctrica
- Detección PCI.

Además, se efectuaron los protocolos de pruebas tanto funcionales (caudal, temperatura, sistemas complementarios al motor, etc.) como eléctricas (alarmas sala de control y P. local; arranque extractor local; paneles locales; etc.) y detección de PCI, con resultado satisfactorio.

Acondicionamiento de almacenes de residuos radiactivos.

En 2012 se efectuaron diversas actuaciones dirigidas a la adecuación de sistemas auxiliares y a la mejora de equipamiento de los Almacenes de residuos radiactivos 1,2 y 3.

Almacén 1

- Montaje de nueva distribución de conductos de ventilación en taller de acondicionamiento.
- Realización de pruebas de fugas en conductos.
- Instalación de estructura metálica elevada para preparación de mortero, necesario para realizar el acondicionamiento de residuos en exterior de fachada Sur del Almacén 1.

Se ejecutan las Pruebas Oficiales de la ventilación del Almacén 1 de residuos radiactivos en presencia del CSN con el siguiente alcance:

- Sistema de ventilación y filtración de la Planta de Solidificación y Embidonado.
- Sistema de ventilación y filtración del Taller Mecánico Caliente.
- Sistema de ventilación y filtración de las Salas de Equipos del Taller Mecánico Caliente.

En noviembre finalizó el montaje y la puesta en marcha de la compactadora de bidones, instalada en el antiguo taller caliente del Almacén 1 con resultado satisfactorio.

Almacén 2

- Tendido de cableado para el control de cámaras de supervisión para la manipulación de residuos.
- Realización de pruebas de carga de puente grúa de 4 toneladas del Almacén 2.
- Instalación de pórtico adaptado en la explanada de expedición de bidones del Almacén 2.

Almacén 3

- Aspirado de suelo, preparación del mismo y pintado posterior.
- Instalación de zona de control de acceso.

Desmontaje componentes Sala de Control

Se inician los trabajos de retirada de equipos y componentes fuera de servicio (paneles, cabinas, etc.) de la Sala de Control.

Suministro y puesta en marcha de pinzas de manipulación de contenedores

Durante este periodo se realizaron las actividades necesarias para la instalación de cuadros eléctricos de control y enrolladores de las pinzas de manipulación de los contenedores instaladas en los almacenes de residuos.

- Sustitución de cuadro de distribución en oficina (caseta).
- Sustitución del interruptor de protección magnetotérmica y diferencial en cabecera del cuadro de distribución general por un calibre adecuado (80 amperios)

Las pinzas de manipulación de bultos (bidones y CMT) fueron suministradas y sometidas a las correspondientes pruebas de funcionamiento en los Almacenes 1 y 2 de residuos.

Actividades en Cavidad de Reactor y Foso de Combustible Gastado

En el primer trimestre de 2012 concluyeron las actuaciones de saneamiento, protección e impermeabilización de las superficies de las cavidades. Asimismo, se

llevaron a cabo tareas preparatorias y se procedió a trasladar el Interno Superior de la Cavidad del Reactor al FCG.

Entre marzo y mayo se ejecutaron los trabajos de corte de los residuos operacionales. En mayo comenzó la segmentación del Interno Superior en el FCG que se prolongó hasta agosto. De igual modo se llevaron a cabo actividades de conformación de cestas con los materiales generados.

Tras las operaciones de extracción y traslado del Interno Inferior al FCG se inician las tareas de segmentación del citado componente en septiembre de 2012. Las tareas de corte del Interno Inferior continuaban a finales de año. En paralelo prosiguió el proceso de conformación y caracterización de cestas y las actuaciones complementarias requeridas (filtración agua, cambio herramientas, etc.)

En diciembre se iniciaron los trabajos de desmontaje de la tapa de la vasija del reactor.

Recepción Contenedores Hi-Safe

En septiembre se recibieron en la instalación los cuatro contenedores Hi-Safe requeridos para la futura gestión de los residuos especiales. Se procedió al montaje de andamios y al posterior hormigonado de los cuatro contenedores quedando depositados en el ATI a la espera de su utilización.

Desmontaje de grandes componentes y elementos radiológicos

Durante 2012 prosiguieron las tareas de desmontaje de componentes y sistemas en los edificios de Contención y Auxiliar. Asimismo comenzaron las actuaciones previas y de desmantelamiento de los grandes componentes centrándose inicialmente en el desmontaje de la bomba principal del circuito primario.

En 2012 comenzaron también las actuaciones preparatorias y de desmontaje del resto de grandes componentes del circuito primario.

Se inició la retirada de calorifugados en las siguientes zonas:

- Bomba principal y rama intermedia.
- Presionador.
- Generador de vapor.

En agosto comenzaron los trabajos previos al desmontaje de grandes componentes con la retirada de los auxiliares del motor de la bomba principal.

Se efectúa el montaje de andamios para el desmontaje de la bomba RCP y el corte de la tubería de vapor principal y de la rama intermedia. Tras la retirada de los auxiliares de la bomba principal se inicia el desmontaje del motor de la bomba del circuito primario y el traslado de piezas para su posterior corte y troceado.

Se realizan los trabajos de segmentación de la tubería de vapor principal en la zona del generador de vapor, eliminándose el tramo que discurre desde la cota 604 de Contención hasta la cabeza del elemento mencionado.

Acondicionamiento civil, montaje de SAS y equipamiento en la antigua planta de gases del Edificio Auxiliar

En este periodo se realizaron las actividades referidas a la adecuación civil previa y al posterior montaje y equipamiento de un SAS de confinamiento en la antigua planta de gases del Edificio Auxiliar.

Actividades auxiliares

Durante el año 2012 continuó la ejecución de actividades auxiliares y de apoyo que incluían la impermeabilización de cubiertas, reparaciones generales y preventivas, limpieza de río, limpieza de la arqueta pluvial del canal de descarga de torres, protecciones colectivas, señalización de viales y accesos, etc.

Descargos Definitivos

Prosiguen las actividades relacionadas con los siguientes descargos definitivos:

- Sistema de agua de Servicios Esenciales.
- Sistema de refrigeración de emergencia del núcleo.
- Sistema de agua de refrigeración de componentes.
- Sistema de tratamiento de residuos gaseosos.
- Sistema de evacuación de calor residual.
- Sistema de ventilación y filtración Edificio Auxiliar.
- Sistema de ventilación y filtración Edificio Contención.
- Sistema de control químico y volumétrico.

6.3.3.2. Actividades de gestión de materiales y residuos

Residuos de Desmantelamiento Coincidentes con los de Operación

Durante el año 2012 se ha continuado operando la planta de acondicionamiento de resinas y concentrados existentes en la Instalación. Con objeto de mejorar el control de los bultos producidos, se han desarrollado informes de verificación del embidonado (uno por cada campaña):

- Resinas : 060-IF-IN-0026/27/28
- Concentrados : 060-IF-IN-0022/0030

Segregación y optimización de volumen

En 2012 se han finalizado las obras y las pruebas en el antiguo taller caliente del Almacén 1 para dotarlo de una zona de compactación de residuos en bidones de 220 litros.

El 12-09-2012 se recibió la apreciación favorable del CSN de los resultados de las pruebas de la metodología de desclasificación de materiales.

Residuos que por actividad resulten RBBA

Ha sido adjudicado el contrato referente a la dotación y explotación de un taller de descontaminación. Este taller se ubicará en la planta baja del EAD y dispondrá de cabina de chorreado y baños químicos. El inicio de su explotación está previsto para el último trimestre del 2013.

Grandes Componentes

Para el acondicionamiento de residuos procedentes de los Internos del Reactor y de grandes piezas de la segmentación de componentes del circuito primario, se realizaron las obras de acondicionamiento del EAD.

Si bien para todas las piezas que vengan cortadas desde el FCG y la cavidad de recarga ya existe una ruta diseñada y probada, para los cortes de los grandes componentes que se realicen en seco, se ha iniciado durante el último trimestre del año 2012 el diseño de una viga carrilera que a modo de monorraíl sirva para el traslado de piezas cortadas desde su ubicación (presionador, generador de vapor, tubería del primario, bomba de refrigeración) hasta un punto de entrega y carga en cestas para su posterior traslado al EAD.

CAPÍTULO 7

PROCESO DE SEGMENTACIÓN

7.1. Descripción de los internos del reactor

La figura 7.1 representa un corte en tres dimensiones de la vasija del reactor de la CNJC y sus componentes internos.

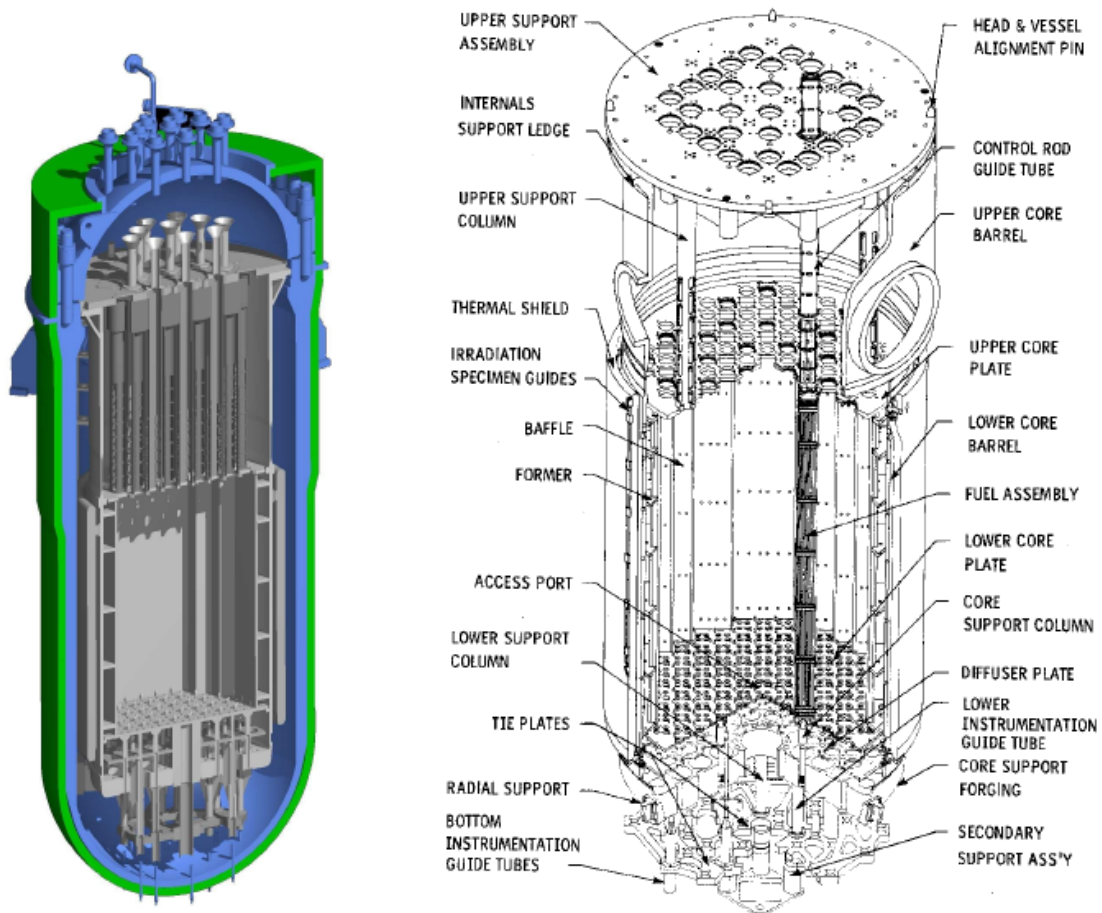


FIGURA 7.1.- Vasija del reactor e internos de la CN José Cabrera

Los componentes internos del reactor están formados por dos unidades: un conjunto de internos superiores que se retiraba en cada operación de recarga para obtener acceso al núcleo del reactor, y un conjunto de internos inferiores que sólo se podía retirar después de una descarga completa del núcleo. Todos los componentes internos están fabricados en acero inoxidable SS 304 ó SS 316 salvo los bloques de soporte radial del barrilete que son de Inconel (superaleación austenítica de base níquel-cromo).

7.1.1. Internos superiores

La figura 7.2 es una representación en tres dimensiones del conjunto de componentes internos superiores.

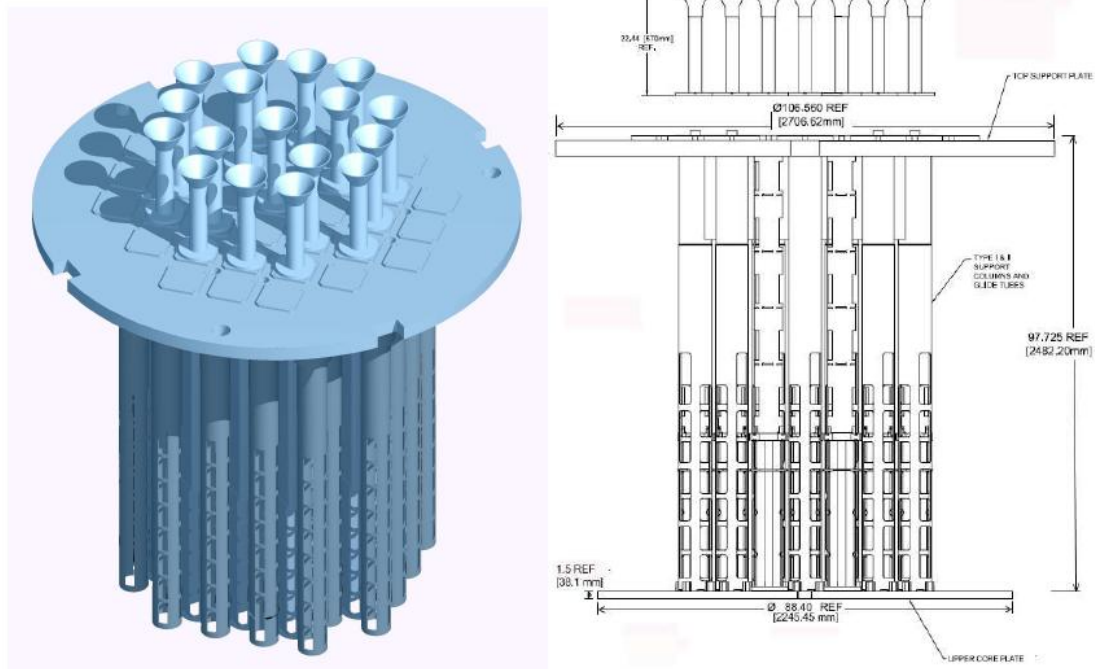


FIGURA 7.2.- Conjunto de internos inferiores

Los elementos más importantes del conjunto de internos superiores se describen a continuación:

Placa superior de soporte

La placa superior de soporte es una base rígida donde se colocan y apoyan los tubos guía y las columnas superiores de soporte. Consiste en una placa perforada, reforzada por debajo mediante una anilla tensora y una estructura de vigas largas.

La placa superior de soporte se encuentra a una distancia suficiente del núcleo para que la activación de este componente no sea apreciable.

Soportes y columnas intermedios

Existen varias columnas y elementos de soporte entre la placa superior de soporte y la placa superior del núcleo, entre los que se encuentran los siguientes:

- Columnas superiores de soporte: piezas verticales que separan la placa superior de soporte y la placa superior del núcleo. Sirven también para colocar, guiar y soportar los termopares del núcleo.

- Columna superior de instrumentación: estas columnas hacen las veces de galería y protección para los conductos que, a su vez, albergan los termopares que medían la temperatura del refrigerante que salía de los elementos combustibles.
- Tubos guía de barras de control: piezas verticales que guiaban las barras de control hasta el núcleo sin restricciones, atascos ni desgaste excesivo.

Las columnas y tubos del conjunto de internos superiores que estaban sujetos a un flujo considerable de neutrones se encuentran en una zona situada unos 0,5 metros por encima de la placa superior del núcleo.

Placa superior del núcleo

Sobre la placa superior del núcleo se situaban los extremos superiores de los elementos combustibles y los extremos inferiores de los tubos guía de las barras de control. Está aislada del movimiento de las columnas superiores de soporte, que están sujetas a la placa superior de soporte. En el fondo de la placa, hay varillas de combustible para colocar y soportar los elementos combustibles.

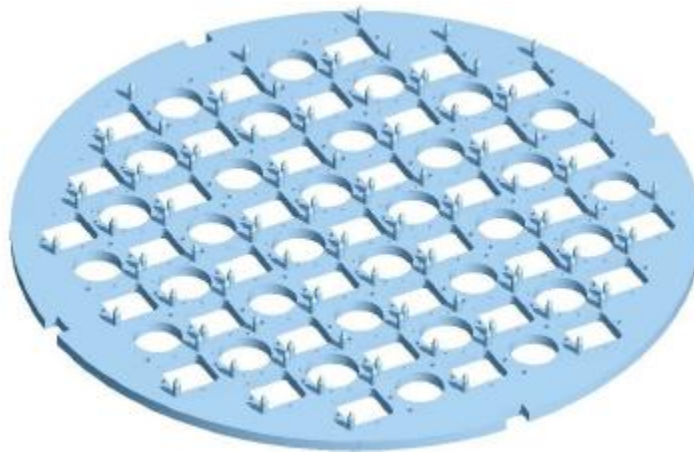


FIGURA 7.3.- Placa superior del núcleo

Como se observa en la figura 7.3, la placa cuenta con múltiples orificios de flujo que permitían el paso del flujo neutrónico a través del núcleo. El espesor de la placa superior del núcleo es de 38,1 mm y su diámetro de 224,55 cm.

Dado que la placa superior del núcleo está situada muy cerca del mismo, estaba sujeta a un elevado flujo de neutrones y por ello está muy activada.

7.1.2. Internos inferiores

La figura 7.4 es una representación en tres dimensiones del conjunto de componentes internos inferiores.

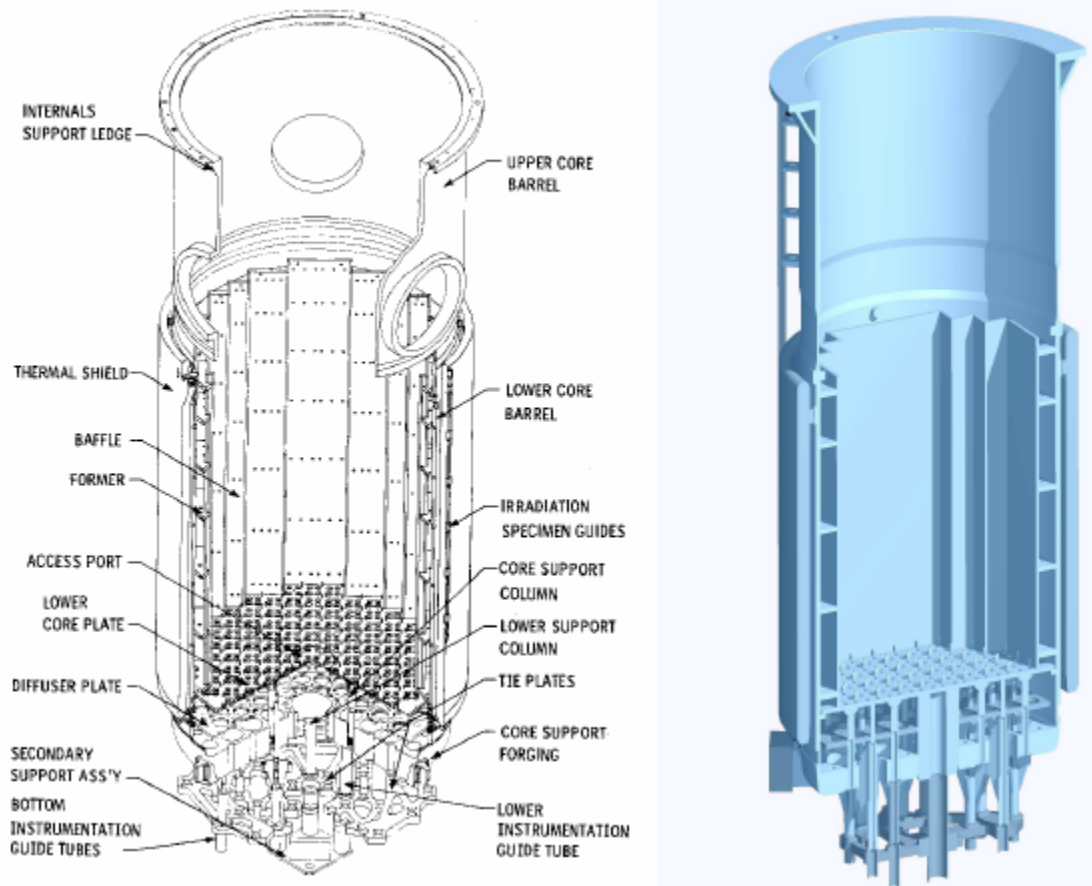


FIGURA 7.4.- Conjunto de internos inferiores

Los elementos más importantes del conjunto de internos inferiores se describen a continuación:

Barrilete del núcleo

El barrilete del núcleo (ver figura 7.5) se extiende desde la brida de la vasija del reactor hasta la placa inferior de soporte que se encuentra debajo del núcleo. La función primaria del barrilete es soportar el núcleo, que se apoya directamente sobre la placa inferior del núcleo, que a su vez se sustenta en el barrilete del núcleo. La placa inferior del núcleo está unida por su periferia al diámetro interior del barrilete y se apoya en las columnas inferiores de soporte que están sujetas al soporte inferior. Este soporte inferior, a su vez, tiene el borde soldado al extremo inferior del barrilete.

El barrilete se sustenta en la zona de la brida de la vasija del reactor a través de la pestaña de soporte de los internos inferiores. Los movimientos laterales del barrilete del núcleo están limitados por seis seguros, sujetos a la placa forjada de soporte inferior del núcleo, que se conecta a la pared de la vasija.

La altura total de la parte cilíndrica del barrilete del núcleo es de 577 cm, mientras que el diámetro interno es de 214 cm. El espesor de la pared es de 44,45 mm (1,75”).



FIGURA 7.5.- Barrilete del núcleo

La parte del barrilete del núcleo que se encontraba en zonas de flujos neutrónicos elevados opuestas al núcleo del reactor adquirió una gran radiactividad. Axialmente, la zona se prolonga entre 0,5 y 1 m por encima y por debajo de los extremos del núcleo.

Deflector del núcleo y sistema de encofrado

El sistema de encofrado y los deflectores forman la conexión entre el núcleo y el barrilete del núcleo. Está compuesto de placas verticales (deflectores) que constituyen una barrera entre el núcleo y su barrilete y placas horizontales de soporte (encofrado), que separan ambos componentes.

Las placas de los deflectores están unidas al encofrado mediante pernos y éste, a su vez, al diámetro interno del barrilete del núcleo mediante pernos también.

El sistema de encofrado, por tanto, está sujeto al diámetro interno del barrilete, se prolonga a lo largo del núcleo y sigue su contorno periférico. Los deflectores, que

están atornillados por su diámetro externo al diámetro interno del barrilete, sirven para colocar y dar apoyo estructural a las placas de los deflectores, tal y como se muestra en la figura 7.6, donde se muestra el deflector montado y sus piezas separadas tras retirar los mencionados pernos de conexión.

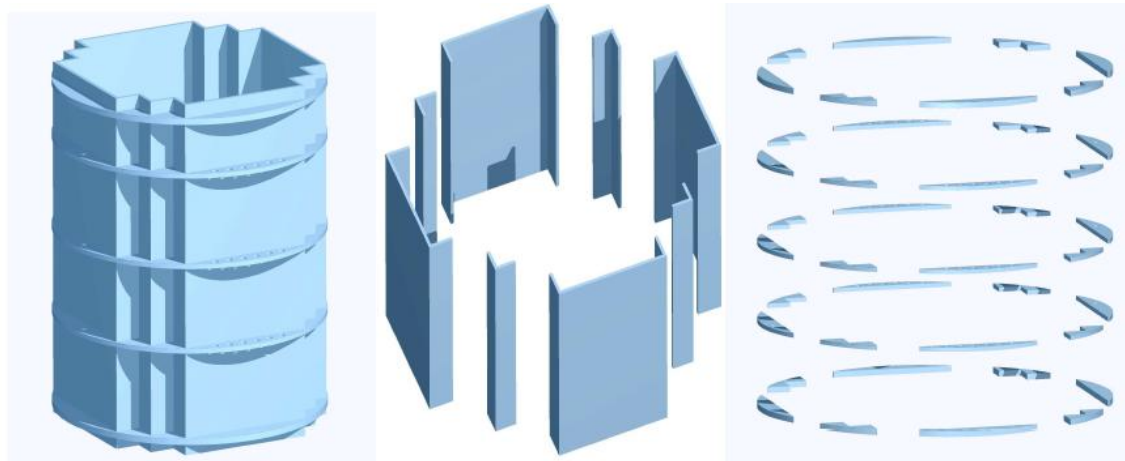


FIGURA 7.6.- Placas de deflectores y encofrado

Las placas del encofrado cuentan con múltiples orificios para que se pudiera mantener una elevada concentración de flujo en la región del núcleo. El espesor de las placas es de 28,6 mm y el de los deflectores de la parte superior e inferior de 57,1 mm, mientras que el de los tres deflectores situados en medio es de 44 mm. La altura de las placas es de 284,65 cm.

Como los deflectores y el encofrado están directamente junto al núcleo, se encontraban sometidos a un flujo de neutrones extremadamente elevado, por lo que el material adquirió el mayor nivel de radiactividad de todos los componentes internos en cuanto a actividad másica.

Barrera térmica

La vasija cuenta con una protección adicional contra neutrones frente a la zona radiactiva del núcleo gracias a la barrera térmica situada fuera del barrilete. La barrera térmica (ver figura 7.7) es de 114,3 mm de espesor y servía para reducir el flujo de neutrones en los puntos de soldadura de la vasija del reactor.



FIGURA 7.7.- Barrera térmica

Está atornillada a cuatro bloques que le sirven de apoyo y que a su vez están atornillados a la parte inferior del barrilete. También está conectada a la parte superior del barrilete mediante cuatro clavijas de alineación.

La altura y diámetro interno de la barrera térmica son de 312,1 cm y 233,3 cm respectivamente.

Los niveles de radiactividad de la barrera térmica, aunque inferiores a los del resto de componentes de los internos inferiores, siguen siendo muy altos, especialmente en las zonas centrales que se encuentran frente a las partes más activadas del núcleo del reactor.

Placa inferior del núcleo

La placa inferior del núcleo se encuentra debajo del núcleo dentro del barrilete y sirve para colocar y sustentar el núcleo, así como para llevar un control del flujo de refrigerante que entraba en cada elemento combustible.

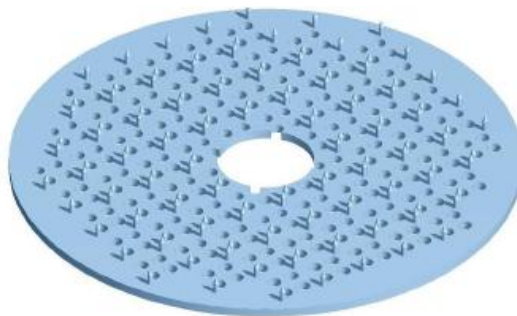


FIGURA 7.8.- Placa inferior del núcleo

Como se observa en la figura 7.8, la placa cuenta con múltiples orificios de flujo que permitían el paso del flujo a través del núcleo. La placa inferior tiene un espesor de

38,1 mm y un diámetro exterior de 210,8 cm. Está atornillada a las 36 columnas de soporte que se encuentran debajo.

Dado que la placa inferior está situada muy cerca de la parte inferior del núcleo, sufrió un flujo neutrónico muy elevado y por ello está altamente activada.

Placa de difusión

La placa de difusión (ver figura 7.9) se encuentra entre la placa inferior del núcleo y la placa inferior soporte. Tiene un espesor de 38,1 mm y un diámetro exterior de 203,2 cm.

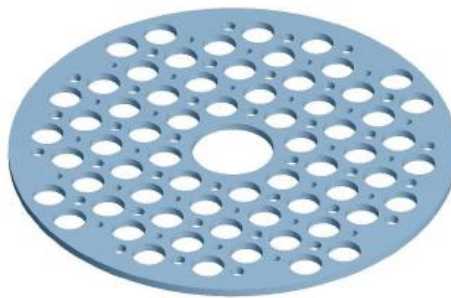


FIGURA 7.9.- Placa de difusión

Placa forjada de soporte inferior

La placa forjada de soporte inferior sustenta el núcleo mediante cargas reactivas de la placa inferior del núcleo transmitidas a través de las columnas inferiores de soporte. Consiste en una placa perforada de 203 mm de espesor y un diámetro exterior de 222,9 cm.

Está unida al extremo inferior del barrilete con una soldadura de penetración total. El núcleo se apoya directamente en la placa inferior, que se sustenta en las columnas inferiores de soporte, que están unidas a la placa forjada de soporte inferior y situadas por encima de ella.

Caja de aguas inferior

Existen varias columnas y elementos de soporte entre la placa inferior del núcleo y la placa inferior de soporte:

- Columnas inferiores de soporte.
- Tubos guía de instrumentación.

- Sistema de soporte secundario del núcleo.

También hay un sistema de soporte secundario del núcleo, situado debajo de la placa forjada de soporte inferior.

Los extremos superiores de estos tubos y columnas, que fueron objeto de un flujo importante de neutrones en una zona que se encuentre a aproximadamente 0,5 m por debajo de la placa inferior del núcleo, adquirieron un alto grado de radiactividad.

En la figura 7.10 se muestra la representación gráfica de la estructura de soporte inferior, que incluye la placa de difusión.

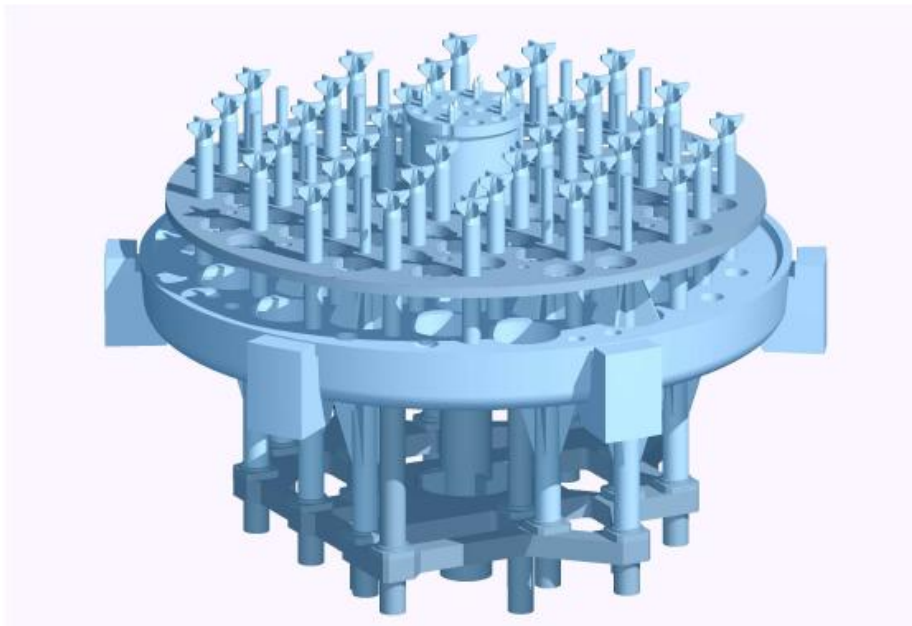


FIGURA 7.10.- Caja de aguas inferior

7.2. Método de corte

El método de corte utilizado depende, entre otras cosas, de la localización y el espacio disponible en el área de trabajo, de la cualificación y experiencia del personal, de las herramientas y tecnologías disponibles y de las condiciones bajo las que las operaciones se llevan a cabo, bajo agua, al aire, en una atmósfera contaminada, etc.

De entre los anteriores, uno de los factores principales en la elección del método de corte es la minimización de la producción de residuos secundarios. Por tanto, se prefiere el uso de tecnologías de corte con ancho de corte lo más fino posible, ya que hacen que el inventario de residuos secundarios radiactivos sea menor.

7.2.1. Corte bajo agua

Los altos niveles de radiactividad de los internos del reactor implican que su desmontaje y segmentación deba realizarse bajo agua para garantizar un blindaje efectivo contra la radiación.

El hecho de que el corte se realice bajo agua supone el uso de equipo guiado de forma remota en combinación con videovigilancia. Este equipo debe cumplir unos estrictos requisitos en relación con aspectos como:

- Colocación precisa de herramientas.
- Número de grados de libertad de movimiento permitidos.
- Capacidad de soportar fuerzas de reacción.
- Capacidad de manipulación de cargas.
- Fácil descontaminación.
- Fiabilidad y recuperación de errores.
- Endurecimiento por radiación (capacidad de trabajar en entornos muy radiactivos).
- Minimización de riesgo de contaminación del agua de la cavidad con aceite o fluidos hidráulicos.

Además, los sistemas controlados de forma remota deben contar con procesos automáticos integrados de detención de las actividades de segmentación en caso de que haya un fallo en los sistemas de recogida de partículas o aerosoles para evitar una propagación descontrolada de contaminación radiactiva.

De este modo, el software de control del equipo de desmontaje y segmentación estará diseñado para detener las operaciones de corte en caso de:

- Pérdida total de filtración y recogida de gas de descarga del aire.
- Pérdida total de la aspiración local de partículas.
- Pérdida total del sistema de limpieza de agua de la cavidad.

- Niveles de dosis en la superficie del agua mayores de 0,025 mSv/h (equivalente a 37.000 Bq/l de Co-60) o pérdida de la señal de la tasa de dosis.

7.2.2. Tipo de corte

Existe una gran diversidad de métodos de corte, cada uno de los cuales es más útil bajo ciertas condiciones. Las siguientes técnicas están disponibles para el desmantelamiento de instalaciones nucleares:

- Corte térmico.
- Corte hidráulico.
- Corte por láser.
- Corte mecánico.

Los métodos de corte térmicos (arco de plasma, electroerosión, corte por láser, etc.) se desestimaron debido a que se caracterizan por la generación de humos y aerosoles e incluso gases peligrosos como el hidrógeno.

En operaciones bajo agua, experiencias previas han mostrado que estos métodos de corte pueden causar pérdidas del control visual debido a problemas de turbidez. Además, también han causado peligros radiológicos derivados de la contaminación de la superficie del agua y las paredes de la cavidad con partículas metálicas muy radiactivas.

De este modo, se eligió el corte mecánico “frío” utilizando distintas sierras y taladradores, como el método de corte más adecuado.

7.3. Actividades preparatorias

7.3.1. Unión de la cavidad de recarga y el FCG

Durante la vida útil de la Central, la cavidad de recarga del reactor y el foso de combustible gastado se encontraban separados por un muro.

La primera maniobra para proceder a la segmentación de los internos del reactor fue unir dichas cavidades mediante el corte del muro con hilo de diamante (ver figura 7.11).



FIGURA 7.11.- Corte con hilo de diamante del muro entre cavidad y FCG

Así, uniendo la cavidad y la piscina, se podían inundar ambas permitiendo el traslado bajo agua al FCG de los internos, posición elegida para la segmentación por ser la más espaciosa.

Por último, hubo que impermeabilizarse la cavidad del reactor, de modo que no hubiese ninguna fuga al inundarla (ver figura 7.12).



FIGURA 7.12.- Impermeabilización de la cavidad del reactor

7.3.2. Instalación de equipos auxiliares

Antes de inundarse la cavidad y la piscina del agua se procedió a instalar el puente en el FCG desde el que se dirigen las operaciones de segmentación (ver figura 7.13) y el sistema de limpieza sumergible (ver figura 7.14).



FIGURA 7.13.- Instalación del puente del FCG



FIGURA 7.14.- Instalación del sistema de limpieza sumergible

7.3.3. Inundación de la cavidad y la piscina del FCG

El llenado de agua de la cavidad y de la piscina de combustible gastado (ver figura 7.15) se realiza utilizando el mismo método que durante una recarga, es decir, el agua se inyecta en la vasija del reactor mientras se levanta la tapa, manteniendo la superficie alineada con la parte inferior de la brida de dicha tapa. Esto evita la contaminación externa de la tapa de la vasija del reactor, al mismo tiempo que se blindan los componentes internos inferiores.



FIGURA 7.15.- Cavidad del reactor y FCG inundados

Puesto que la inyección de agua en la vasija del reactor podría haber ocasionado el desplazamiento y dispersión de materiales radiactivos, se utilizaron medidas de tasas de dosis y comprobaciones de visibilidad en la superficie del agua de la cavidad llena para evaluar la necesidad de llevar a cabo una limpieza inicial utilizando el sistema de enfriamiento y purificación del agua de la piscina de combustible de la Instalación hasta que se llegue a un nivel de 3.700 Bq/l de radiactividad equivalente de Co-60.

7.3.4. Extracción y traslado de los internos del reactor

Una vez llena la cavidad de agua, se pudieron retirar los componentes internos del reactor, utilizando los mismo procedimientos y herramientas que se utilizaban durante la recarga de la Instalación. A continuación, se trasladaron a la mesa de corte situada en la piscina del FCG.

Durante las operaciones de extracción y traslado se midieron continuamente las tasas de dosis en la superficie del agua, de modo que las operaciones se detuvieran automáticamente si los niveles de dichas tasas superasen los 0,05 mSv/h, por ejemplo, como resultado de un fallo en los medios de elevación o manipulación.

7.4. Equipamiento de corte

7.4.1. Turn table

El sistema Turn table consiste en una mesa giratoria sobre la que se colocan los internos del reactor para permitir su corte y segmentación desde diferentes ángulos, así como el acceso de los útiles necesarios para el corte.

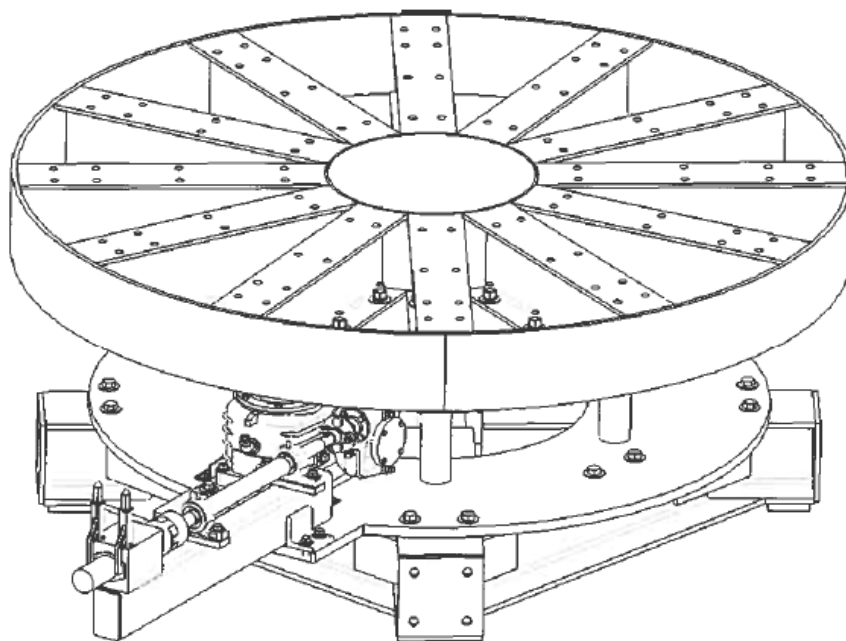


FIGURA 7.16.- Turn table

La mesa se sitúa sobre una plataforma en el fondo de la piscina sobre la placa del Hi-Track. El movimiento de giro se realiza mediante un motor hidráulico.

Tiene una capacidad máxima de carga de 60 toneladas y una velocidad de giro de entre 6° y 60° por minuto. Su peso es de 2812 kg y su diámetro de 2.000 mm. Como puede verse en la figura 7.16 su parte superior cuenta con agujeros que permiten el montaje de plataformas sobre la mesa.

En el Anexo 1 se han incluido los planos de la turn table utilizada en el PDC de la CNJC.

Para la segmentación de los internos inferiores se ha diseñado una nueva estructura que actúa como interfase entre la mesa giratoria y los internos inferiores, de manera que soporte la carga debida al peso propio de dichos internos y facilite las operaciones de segmentación de los mismos (ver figura 7.17). Este soporte se acopla a la mesa giratoria mediante uniones atornilladas.

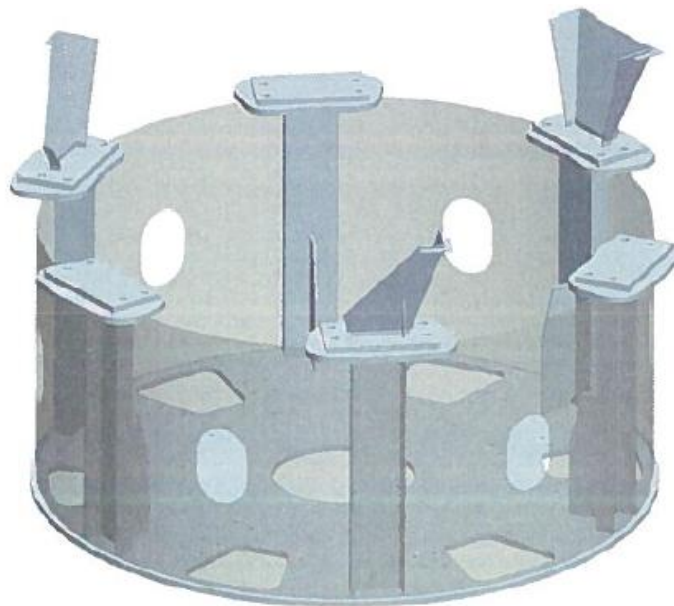


FIGURA 7.17.- Soporte internos inferiores

7.4.2. Sierras

Como ya se ha explicado, finalmente el método de corte elegido ha sido el corte mecánico. Para realizarlo se han utilizado distintas sierras de disco que, correctamente posicionadas, pudiesen realizar los cortes necesarios.

Dichas herramientas se utilizan por control remoto desde el puente situado en el FCG con ayuda de cámaras sumergidas que permitan controlar el corte en todo momento.

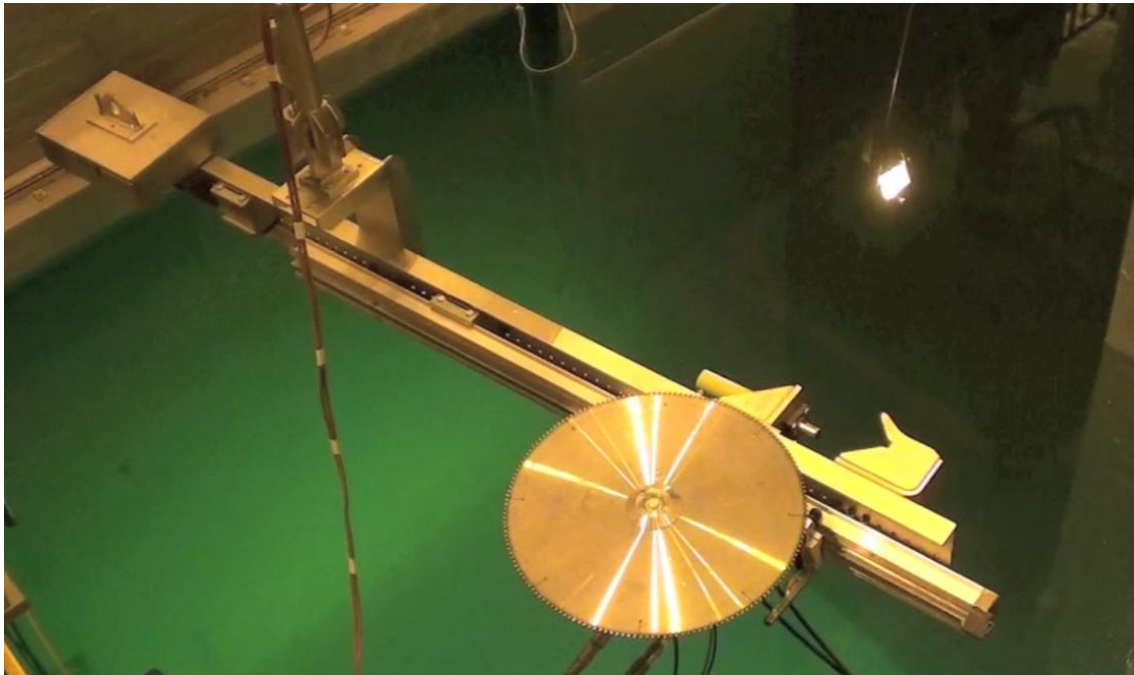


FIGURA 7.18.- Sierra de disco utiliza en el corte bajo agua

7.4.3. Pinzas de manipulación

Para poder sujetar las piezas durante el proceso de segmentación, evitar que estas caigan al fondo de la piscina cuando se finaliza dicho proceso y poder llevarlas a las cestas de acopio, se dispone de pinzas manejables por control remoto (ver figura 7.19).

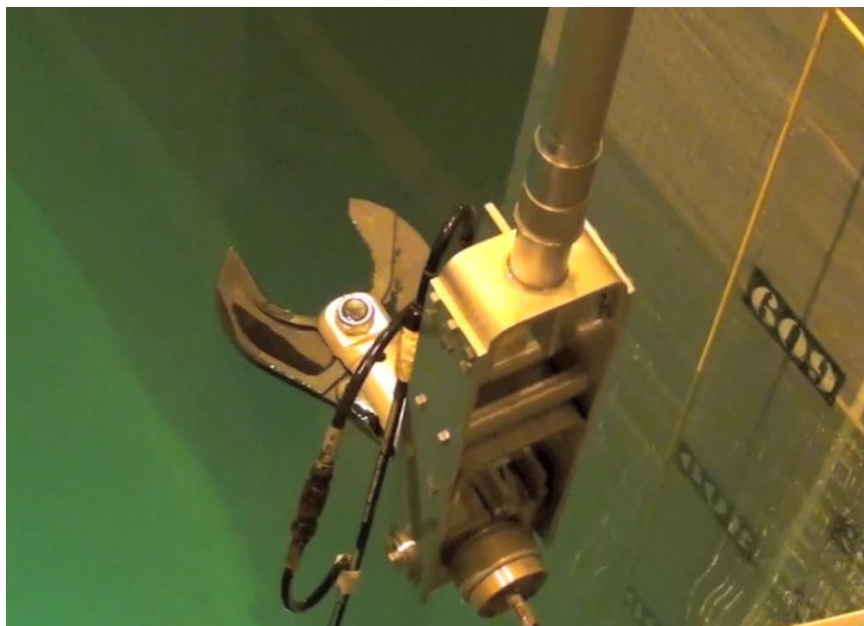


FIGURA 7.19.- Pinzas de manipulación para la segmentación

7.4.4. Sistema de filtración

Durante las operaciones de segmentación deben mantenerse unas condiciones de visibilidad adecuadas, que garanticen la seguridad de los procesos. Para ello, como complemento a los sistemas de planta, se dispone del Sistema de Filtración de Agua de Cavidades, situado en el mirador Este del FCG, formado por los siguientes elementos:

Unidad de filtrado

Compuesta por 8 filtros de cartucho de 0,45 micras, presentados en el interior de un bidón de 220 l dotado de una camisa de hormigón tipo CEM I 42,5R con dosificación mortero seco-agua de 0,5.

Los filtros se montan en paralelo y de forma concéntrica sobre una estructura cilíndrica de PVC dotada de dos cámaras colectoras, de entrada y salida, con un enlace camlock conectado a cada una de ellas.

Bomba

Bomba neumática de doble membrana, con bocas de aspiración y descarga de 50,8 mm, con unidad de mantenimiento de aire, con capacidades máximas de 6,4 m de elevación y 36 m³/h de caudal; alimentada mediante un conjunto de compresor de 1600 l/min y calderín de 500 l.

Mangueras y racorería

Manguera gris de 50 mm y conexiones camlock de 2" en espiga, para realizar las conexiones necesarias para completar el circuito de la figura 7.20.

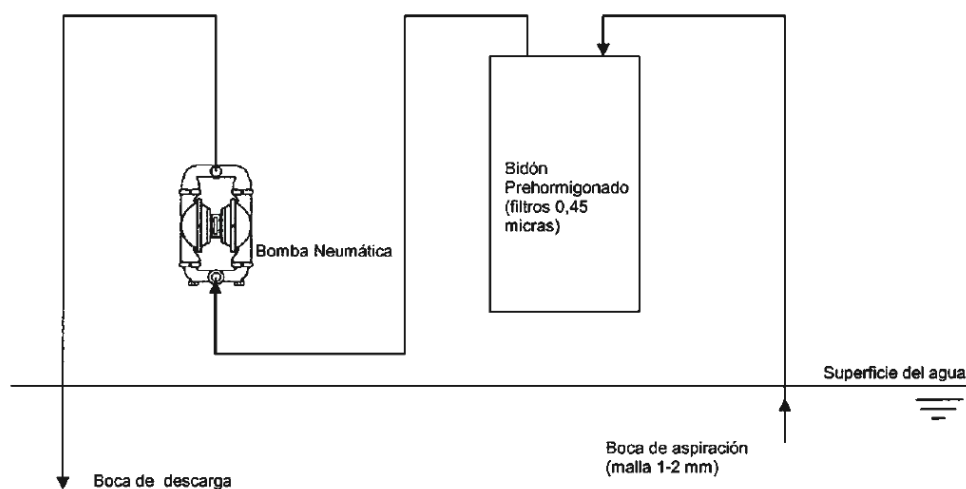


FIGURA 7.20.- Esquema del Sistema de Filtración de Agua de Cavidades

La bomba neumática aspira el agua del FCG a través de la cámara colectora de entrada del bidón, donde se encuentran los 8 filtros de cartucho. El agua filtrada pasa a la cámara colectora inferior, la cual está conectada mediante un tubo a la boca de salida del bidón, desde donde descarga otra vez en la piscina.

7.5. Proceso de segmentación

El proceso de segmentación está planificado desde meses antes de empezar a cortar, de manera que todos los cortes estén calculados para que sean lo más sencillos posibles y la logística y carga de cestas esté coordinada con las acciones de acondicionamiento en el EAD.

A continuación se presenta una serie de figuras (ver figuras 7.21, 7.22, 7.23, 7.24, 7.25), tanto imágenes reales como representaciones, del proceso de segmentación de los internos del reactor en el PDC de la CNJC.

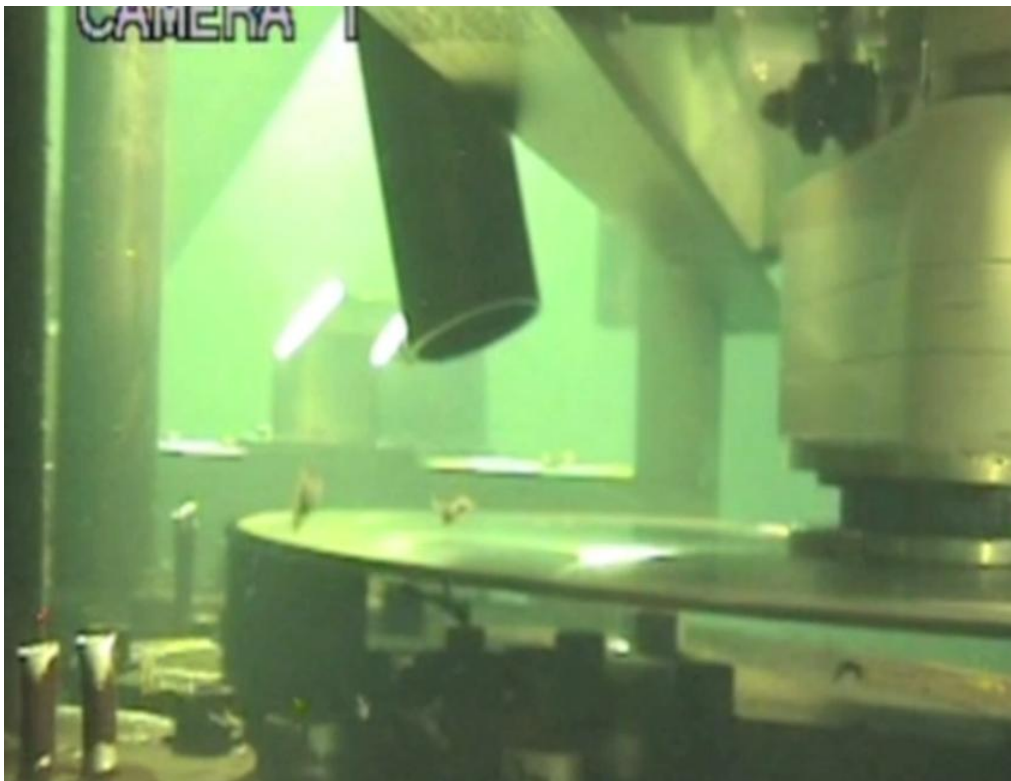


FIGURA 7.21.- Proceso de segmentación (I)

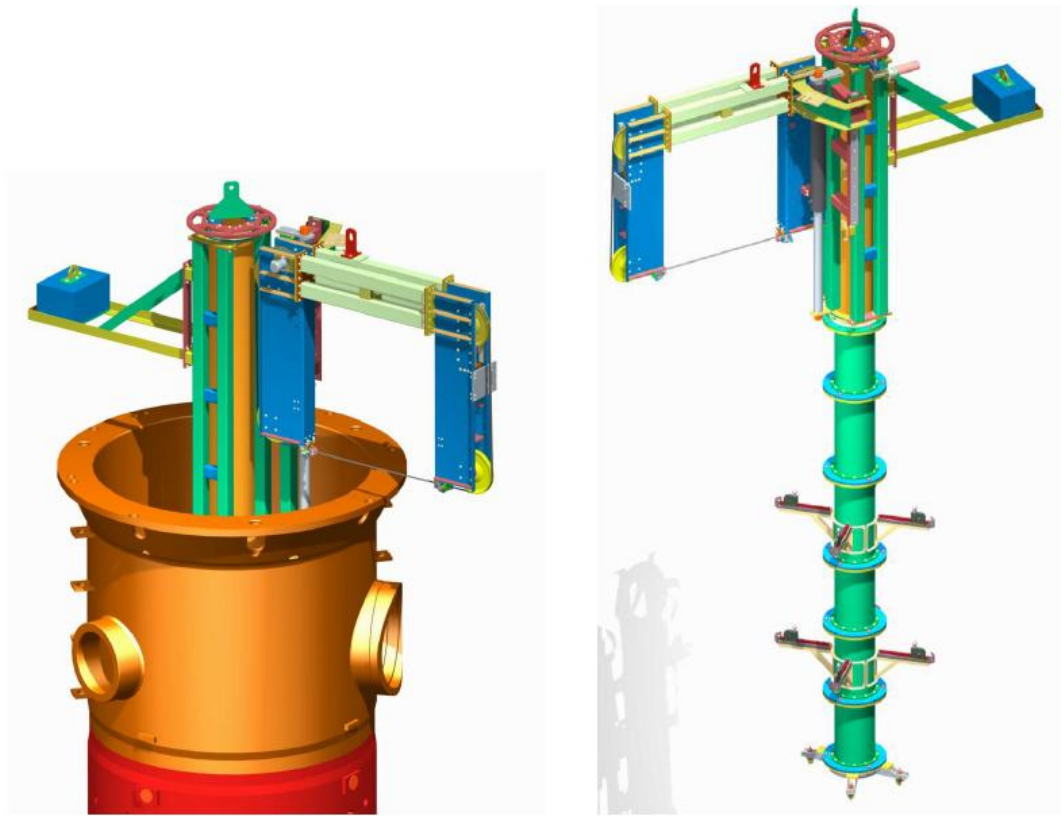


FIGURA 7.22.- Proceso de segmentación (II)

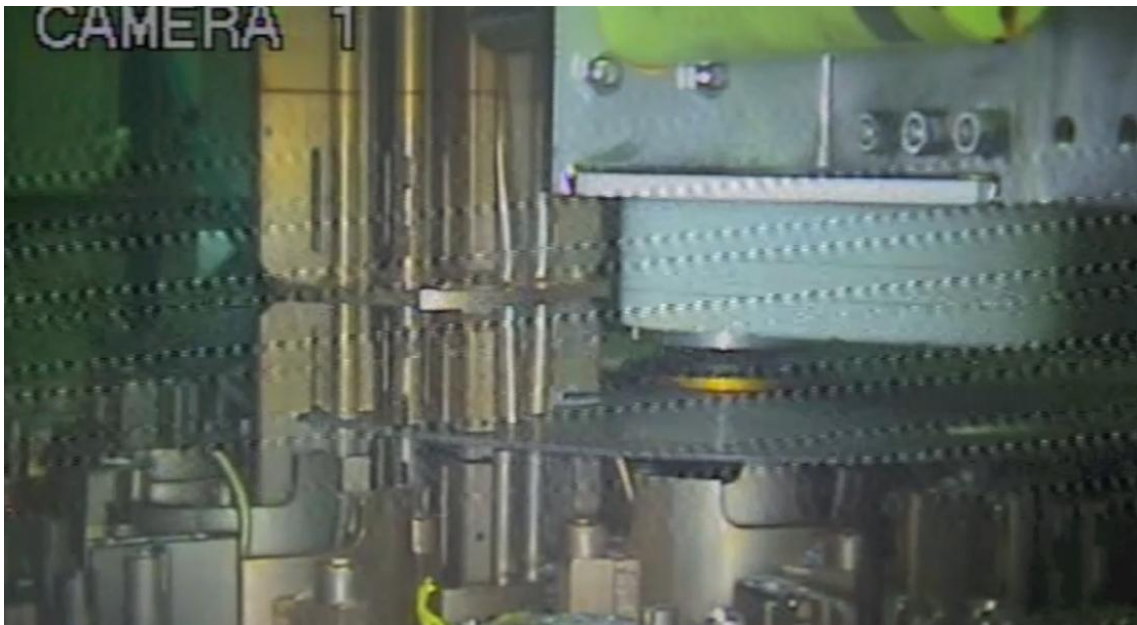


FIGURA 7.23.- Proceso de segmentación (III)



FIGURA 7.24.- Proceso de segmentación (IV)

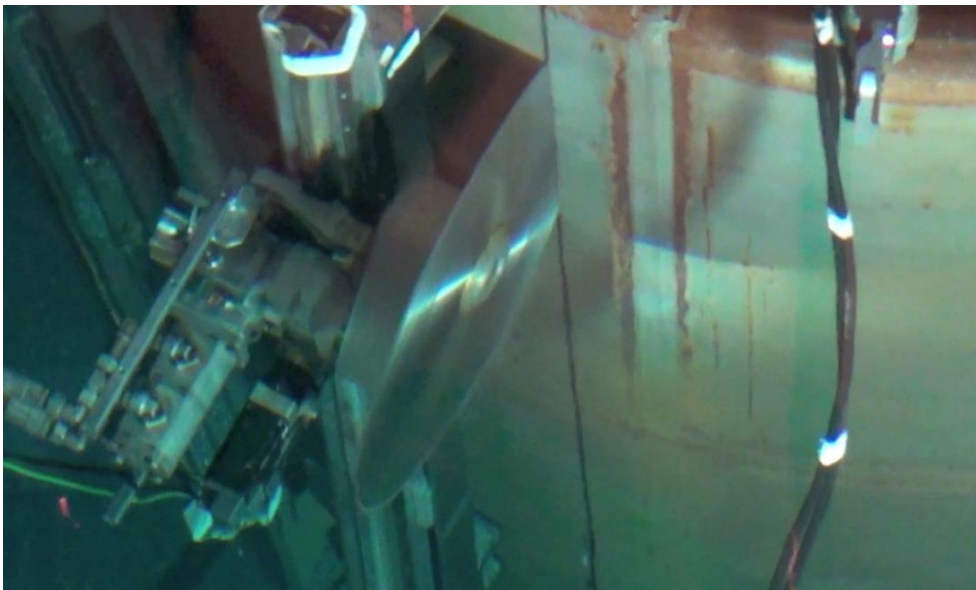


FIGURA 7.25.- Proceso de segmentación (V)

7.6. Carga de cestas

Por último, las piezas resultantes de la segmentación deben introducirse, utilizando las pinzas de manipulación (ver figura 7.26), en unas cestas metálicas diseñadas para contener dichos residuos y ser trasladadas posteriormente a un contenedor CE-2, conformando una UA (ver capítulo 9).

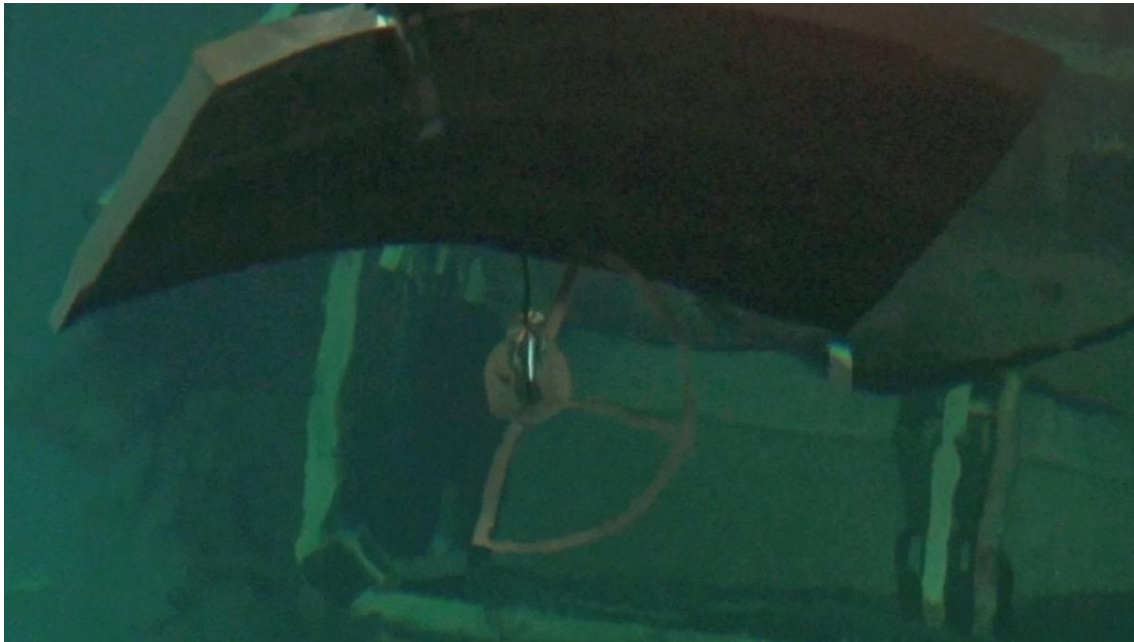


FIGURA 7.26.- Carga de cesta

7.7. Limpieza final y recogida de virutas

El corte de los internos mediante arranque de material por medio de sierras circulares, sierras de banda, coronas, etc. conlleva la generación de chips o viruta de corte y, en menor medida, de lanas de corte.

La viruta de mayor tamaño se recogerá mediante unas cazoletas unidas a una pinza hidráulica y se verterá en los cajones diseñados a tal efecto (ver figura 7.27). Las lanas de corte también se almacenarán en estos cajones.

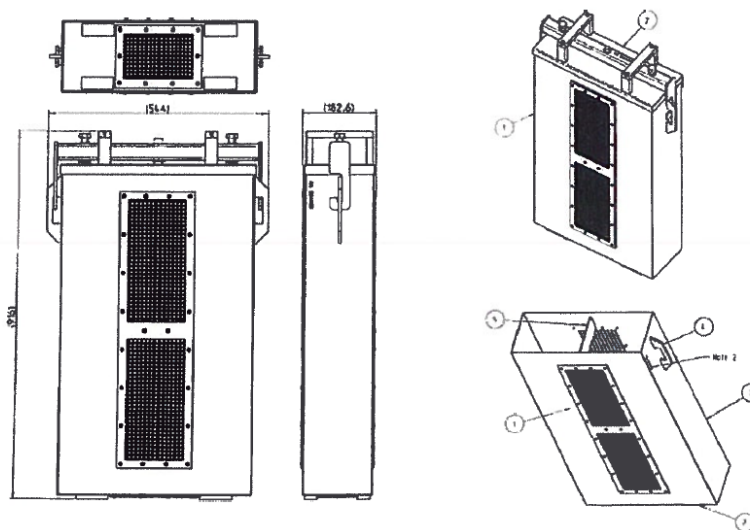


FIGURA 7.27.- Cajones para almacenamiento de virutas y lanas de corte

La viruta de menor tamaño se aspirará con el sistema de limpieza sumergible, quedando la fracción de mayor tamaño en unos prefiltros metálicos (1ª etapa de filtración), mientras que la fracción de menor tamaño lo hará en unos filtros metálicos (2ª etapa de filtración).

7.8. Destino final de los residuos

Para el almacenamiento de los internos del reactor una vez segmentados se dispone de dos destinos distintos:

- Aquellos residuos metálicos cuyos niveles específicos de actividad descarten su almacenamiento en el C.A. de El Cabril se introducirán en los contenedores MPC (Contenedores Metálicos Multiusos) que serán almacenados en el ATI a la espera de la construcción del ATC que será su destino final.

El diseño de estos MPC consta de compartimentos internos con un tamaño suficiente para albergar piezas grandes, cumpliendo el objetivo de Enresa de lograr un equilibrio entre la maximización de la carga y la minimización del número y longitud de los cortes de segmentación.

También irán destinados a MPC aquellos residuos secundarios que no puedan ser introducidos directamente en un contenedor tipo CE-2.

- El resto de los residuos metálicos primarios generados durante la segmentación, así como la mayor parte de los secundarios (cajones de virutas, filtros y prefiltros de sistemas líquidos), se embalarán en cestas metálicas que luego se acondicionarán en contenedores de hormigón tipo CE-2 para ser enviados al C.A. de El Cabril.

CAPÍTULO 8

NORMATIVA APLICABLE

En este apartado se va a describir la normativa aplicable al proceso de generación y acondicionamiento de una UA y, por tanto, la normativa que se ha consultado para la realización de este TFG.

Mucha de esta documentación no sólo se ha debido consultar, si no también se ha debido generar, pues según avanza el proceso de aceptación de una UA, debe irse documentando con los cálculos que avalen dicha aceptación.

8.1. Aprobación EAD

La Orden Ministerial de fecha 1 de febrero de 2010, por la que se autoriza la transferencia de la titularidad de la Central Nuclear José Cabrera de la empresa Gas Natural S.A. a la Empresa Nacional de Residuos Radiactivos, S.A. (Enresa) y se otorga a ésta autorización para la ejecución del desmantelamiento, establece en el apartado 6 del Anexo sobre Límites y Condiciones de seguridad nuclear y protección radiológica asociados a la citada autorización, lo siguiente:

“Con carácter previo a la puesta en servicio de los nuevos edificios, sistemas y equipos que realicen funciones importantes para la protección radiológica, para la gestión de los materiales y residuos radiactivos o la metodología de verificación del proceso de desclasificación, se llevará a cabo un programa de pruebas para la comprobación de su correcto funcionamiento. Dicho programa se remitirá al Consejo de Seguridad Nuclear con una antelación mínima de un mes a su realización. El informe final con los resultados de las pruebas realizadas deberá ser apreciado favorablemente por el CSN antes de la entrada en funcionamiento de los edificios y sistemas objeto de las pruebas”.

Enresa, para cumplir con este aspecto desarrolló:

- Un procedimiento específico (Programa de Pruebas) de las pruebas a realizar (equipos, sistemas, edificios e instalaciones auxiliares) que se envió al CSN con un mes de anterioridad a la ejecución de las pruebas. Este Programa de Pruebas contenía, entre otros aspectos, el alcance, la organización, las responsabilidades, la secuencia de ejecución, los criterios de aceptación y las hojas de resultados.
- Un informe de resultados (Dossier de Pruebas) que contempló las pruebas realizadas así como, entre otros, los resultados obtenidos, cumplimiento de criterios, excepciones, las conclusiones, calibraciones de equipos, protocolos internos y otras pruebas realizadas, así como toda aquella información relevante que completase las pruebas ejecutadas. Este documento se remitió al CSN para su aprobación favorable después de haber realizado las pruebas.

Atendiendo a lo citado anteriormente fueron objeto de prueba:

- Los siguientes sistemas, que permitieron garantizar la operación normal del edificio para el destino que fue diseñado:
 - Ventilación.
 - Electricidad
 - Comunicaciones (megafonía)
 - Protección Contra Incendios (PCI)
 - Drenajes
 - Vigilancia de la radiación
- El modo de operación habitual y las maniobras consecuentes
 - Introducción de la campana en la cavidad del reactor para la captura de la cesta.
 - Extracción de campana bajo agua con cesta desde la cavidad del reactor.
 - Movimiento de campana con cesta en el Edificio de Contención hasta su posicionamiento para ser transportada al EAD en la cota + 604 m.
 - Movimiento de campana con cesta en el túnel de transferencia del EAD.
 - Acondicionamiento de cestas con chatarra no radiactiva en contenedores CE-2.
 - Almacenamiento de contenedores CE-2 en el almacén temporal del EAD.

De este modo se demostró que tanto los sistemas y equipos disponibles como todas las actividades a realizar en el EAD son viables y seguros, con lo que consiguió la aprobación del CSN de todos los sistemas implicados en el proceso de acondicionamiento de una UA.

8.2. Aceptación UA

El contratista encargado de la segmentación y carga de las cestas (en el caso de los internos del reactor Westinghouse) emite un informe de cesta, que suponen el origen documental de la UA y sirve de base de aceptación de la misma por parte del Servicio de Clasificación y Control de Materiales (S° de CCM), que es el encargado por parte de la Dirección de la Instalación de gestionar la generación de UA.

Dicho informe incluye la siguiente información:

- Inventario físico
- Mapa de carga
- Inventario radiológico
- Modelización de cesta llena
- Ficha de cesta (diseño Westinghouse)
- Fichas de residuos discretos (diseño Westinghouse)
- Registro de prueba funcional y verificación de equipos de medida de radiación

Una vez la cesta está aceptada por parte del S° de CCM, ésta pasa a ser responsabilidad del mismo y, en espera de recibir las aprobaciones pertinentes, estará preparada para ser acondicionada y convertirse en una UA.

8.3. Aprobación UA

Todas las UA generadas en España tienen que ser aprobadas por el Departamento de Ingeniería de Residuos de Baja y Media Actividad (Dpto. de IRBMA) de Enresa, que comprueba que la UA se realiza de acuerdo a los criterios de aceptación vigentes.

La Solicitud de Generación de una UA es el documento que realiza el Servicio de Clasificación y Control de Materiales del PDC de la CNJC y que remite para aprobación del Dpto. de IRBMA.

En esta Solicitud se incorporan todos los cálculos necesarios para comprobar que la UA es adecuada. Entre otros, se comprueba que el nivel de tasa de dosis en contacto y

a tres metros, el nivel de actividad y su reparto son los adecuados para que la UA pueda transportarse y almacenarse en el C.A. de El Cabril.

Dicha solicitud incluye la siguiente documentación:

- Formato de Solicitud de Generación de UA-RBMA
- Ficha de la cesta
- Fichas de cada uno de los Residuos Discretos que componen la cesta
- Registro de medidas de caracterización de la cesta
- Mapa de Carga de la cesta
- Justificación de la distribución de la actividad
- Formato de verificación de cálculos de generación

Una vez evaluada la información contenida en dicha Solicitud por el Dpto. de IRBMA y si éste da su aprobación, se procederá a comenzar el proceso de acondicionamiento de la UA.

8.4. ADR

El ADR o Acuerdo Europeo sobre el transporte internacional de cargas peligrosas por vía terrestre es un acuerdo europeo firmado por varios países en Ginebra para regular el transporte de mercancías peligrosas por carretera.

El transporte de materiales radiactivos dentro de España debe cumplir los requisitos y límites descritos en el ADR de enero de 2003 y en su modificación del 1 de enero de 2005, que en esencia son idénticos a los que contiene la guía de la OIEA “Reglamento sobre transporte seguro de material radiactivo”:

El Departamento de Logística de Enresa es el encargado de gestionar todos los transportes de residuos radiactivos realizados en España.

Para comprobar que la UA que se va a generar cumplirá con lo requerido en el ADR, se remite al Dpto. de Logística la Solicitud de Generación de UA para su análisis. Una vez realizado dicho análisis, si se da el visto bueno a la generación de la UA y, junto a la aprobación del Dpto. de IRBMA, se podrá proceder al acondicionamiento de la UA.

8.5. Documentación interna

Una de las acciones que lleva a cabo el personal de Enresa en cualquiera de los proyectos que lleva a cabo, es la redacción de procedimientos e informes que documenten todos los procesos realizados, de manera que siempre exista un soporte escrito en el que basar la operativa del proyecto. Dichos procedimientos son documentos vivos, es decir, se encuentran en constante actualización para reflejar los cambios surgidos. Además, todos estos documentos están sometidos al programa de garantía de calidad, por lo que el Departamento de Garantía de Calidad audita e inspecciona todas las acciones llevadas a cabo y los registros generados en la aplicación de dichos procedimientos e informes.

A continuación se citan los procedimientos e informes aplicables, agrupados por materias, en el funcionamiento rutinario del EAD en el proceso de acondicionamiento de residuos desde la generación hasta la expedición del material de la instalación.

Recepción de contenedores y cestas

060-PC-JC-0344 *Recepción e inspección de contenedores de residuos*

Caracterización radiológica

060-IF-IN-0023 *Caracterización radiológica de los cestillos conteniendo los residuos a introducir en contenedores aprobados para almacenar en celdas*

060-IF-IN-0024 *Estimación de la tasa de dosis a tres metros del residuo RBMA directamente introducido en cestas antes de su acondicionamiento en contenedor*

060-IF-IN-0025 *Estimación de la tasa de dosis en contacto en contenedores CE-2a y CE-2b acondicionados*

Gestión de materiales

060-PC-JC-0013 *Procedimiento general de gestión y control de materiales*

Protección radiológica

060-PR-EN-0001 *Manual de Protección Radiológica*

060-PC-UT-0011 *Vigilancia radiológica de la instalación*

060-PC-JC-0332 *Vigilancia radiológica del EAD*

060-PC-JC-0354 *Vigilancia radiológica durante el traslado de cestas y acondicionamiento de contenedores CE2 en el EAD*

Sistemas asociados

060-PC-JC-0338 *Operación de las unidades de ventilación y filtración del EAD*

060-PC-JC-0340 *Pruebas de equipos de medida de la radiación del EAD*

060-PC-JC-0341 *Prueba funcional del sistema de ventilación y filtración del EAD*

Descripción de residuos

DJ-DDR-01 *Documento descriptivo de residuos sólidos heterogéneos RBMA acondicionados directamente en contenedores CE-2a*

DJ-DDR-02 *Documento descriptivo de residuos sólidos heterogéneos RBMA acondicionados directamente en contenedores CE-2b*

DJ-DDR-03 *Documento descriptivo de filtros de circuitos líquidos RBMA acondicionados directamente en contenedores CE-2b*

060-PC-JC-0351 *Verificación de los criterios de aceptación en el proceso de generación de Unidades de Almacenamiento en PDC CN José Cabrera*

Operativa

060-PC-JC-0335 *Operaciones para el traslado de cestas vacías CE-2a/2b al foso de combustible gastado (FCG) y retirada de las mismas una vez cargadas para su acondicionamiento en el edificio EAD*

060-PC-JC-0345 *Procedimiento general de operación del sistema de adición de mortero de bloqueo y sellado de las Unidades de Almacenamiento*

060-PC-JC-0346 *Manual de instrucciones para la manipulación y acondicionamiento de residuos radiactivos en UA*

Morteros

031-ES-IN-0002 *Criterios de aceptación de Unidades de Almacenamiento en el C.A. El Cabril*

031-ES-IN-0037	<i>Mortero ligero de relleno de huecos para acondicionamiento directo en contenedores</i>
A32-ES-CB-0063	<i>Pliego de prescripciones técnicas para la compra de mortero para bloqueo y sellado de Unidades de Almacenamiento</i>
A32-PC-CB-0058	<i>Procedimiento de recepción y almacenamiento de mortero para bloqueo y sellado de Unidades de Almacenamiento CE-2a</i>
33-10-E-WHA-04	<i>Especificación de mortero para bloqueo y sellado de contenedores</i>
RC-08	<i>Instrucción para la recepción de cementos</i>
EHE-08	<i>Instrucción de hormigón estructural</i>
UNE-EN-934-2	<i>Aditivos para hormigones, morteros y pastas. Parte 2: Aditivos para hormigones. Definiciones, requisitos, conformidad, marcado y etiquetado</i>

Almacenamiento

060-PC-JC-0019	<i>Gestión y control de los almacenes de material y Residuos Radiactivos de Muy Baja Actividad y de Baja y Media Actividad en el Plan de Desmantelamiento y Clausura de C.N. José Cabrera</i>
----------------	---

Expedición

060-PC-JC-0020	<i>Recepción y expedición de transportes radiactivos</i>
----------------	--

8.6. Otra normativa

Hay otra serie de normativa que aplica de una manera más general a todo el proceso de acondicionamiento de una UA.

Protección radiológica

La protección contra las radiaciones ionizantes (las dosis máximas para trabajadores expuestos y para el público) está regida por la Ley española 25/1964, de 29 de abril, sobre aplicaciones pacíficas de la energía nuclear y se desarrolla en su totalidad en el “Reglamento sobre protección sanitaria contra las radiaciones ionizantes” con

fecha de julio de 2001. Estas normas se adecúan además a lo dispuesto en la Directiva 96/29/Euratom del Consejo de Seguridad Nuclear de 13 de mayo de 1996.

Seguridad industrial

La seguridad industrial (prevención de riesgos convencionales dentro de la Instalación) en España se rige por la Ley 31/1995 de prevención de riesgos laborales, publicada el 10 de noviembre de 1995 y modificada por la Ley 54/2003.

CAPÍTULO 9

UNIDAD DE ALMACENAMIENTO

9.1. Introducción

Una Unidad de Almacenamiento (UA) es el conjunto formado por un contenedor autorizado para su uso (CE-2a o CE-2b), bultos acondicionados o residuos de material radiactivos de baja y media actividad y material de relleno y sellado, que cumple con las limitaciones de actividad másica y con los requisitos y condiciones técnicas establecidas para su almacenamiento definitivo.

Normalmente los grandes productores de residuos (centrales en operación y en desmantelamiento) introducen los residuos de baja y media actividad generados en unos contenedores metálicos denominados CMT (ver figura 9.1) o en bidones de distintos volúmenes, siendo los de 220 litros los más utilizados (ver figura 9.2).



FIGURA 9.1.- CMT



FIGURA 9.2.- Bidones de 220 l

Una vez dichos contenedores son correctamente preparados, se envían al C.A. de El Cabril en unos transportes especialmente diseñados para ello (ver figura 9.3).



FIGURA 9.3.- Contenedores para transporte de RBMA

De este modo, es en el mismo C.A. de El Cabril donde se generan UA introduciendo directamente en un CE-2a los CMT y bidones, bloqueándolos y, por último, sellándolos con mortero.

Por primera vez en España, en el PDC de la CNJC se van a generar y gestionar UA directamente en la propia instalación y no en El Cabril. Los objetivos buscados con este proceso son los siguientes:

- **Optimización:** con la introducción directa de los residuos en los contenedores tipo CE-2 se pretende optimizar el espacio disponible en dichos contenedores, optimizando a la vez el espacio de almacenamiento disponible en las celdas de El Cabril.
- **ALARA:** reducción de las dosis de radiación recibidas por los trabajadores pues se ahorra el paso intermedio por los contenedores metálicos y la gestión de los mismos en El Cabril.
- **Seguridad:** aunque en ninguno de los transportes de residuos radiactivos que Enresa ha gestionado a lo largo de su historia ha ocurrido ningún accidente, es evidente que es más seguro transportar un CE-2 acondicionado adecuadamente con mortero que un cierto número de contenedores metálicos.

9.2. Contenedores tipo CE-2

Para alojar finalmente los residuos y formar Unidades de Almacenamiento hay previstos dos tipos de contenedores nodriza, el CE-2a y el CE-2b. Su función principal es mantener la integridad de los residuos durante su llenado, manejo, transporte y almacenamiento.

Como se ha indicado previamente, el CE-2a es un contenedor que se ha usado ampliamente por Enresa en el C.A. de El Cabril para introducir los contenedores metálicos (CMT y bidones de 220 litros sobre todo) con residuos en su interior. Sin embargo, el CE-2b ha sido diseñado especialmente para albergar los residuos de mayor densidad procedentes del PDC de la CNJC, de manera que, con una misma masa máxima autorizada que un CE-2a pero un volumen interior inferior, el CE-2b consigue optimizar de manera notable el espacio de almacenamiento disponible en las celdas del C.A. de El Cabril.

Estos contenedores consisten en un cajón de hormigón armado (fondo y cuatro paredes) formado por una estructura de placas con una tapa que se apoya en sus esquinas y que se ancla después de llenar el contenedor (ver figura 9.4).



FIGURA 9.4.- Contenedor CE-2b

Las dimensiones exteriores de un CE-2a son de 2,25 metros de altura, 2,25 metros de anchura y 2,20 metros de altura.

En el Anexo 2 se han incluido los planos del contenedor CE-2a utilizado en el PDC de la CNJC.

El CE-2b por su parte cuenta con unas dimensiones de 2,25 m x 2,25 m x 1,10 m, siendo por tanto las dimensiones de la base coincidentes con las de un CE-2a y la altura la mitad, lo que hace que ambos contenedores sean compatibles para su apilamiento conjunto en el EAD (ver figura 9.5) y, sobre todo, en las celdas de almacenamiento existentes en el Centro de Almacenamiento de El Cabril (dos contenedores CE-2b sustituirían a un contenedor CE-2a).

En el Anexo 3 se han incluido los planos del contenedor CE-2b utilizado en el PDC de la CNJC.



FIGURA 9.5.- Apilamiento de CE-2 en EAD

El espesor de las paredes de ambos contenedores es de 15 cm. Los CE-2b utilizados para albergar filtros y residuos discretos procedentes de la segmentación bajo agua de los internos del reactor en el PDC de la CNJC poseen además un espesor de blindaje confinante consistente en una pared extra de 5 cm de hormigón en todas las caras interiores de las paredes, tanto horizontales como verticales y chaflanes.

Cada contenedor dispone de cuatro pernos de izado en la parte superior (ver figura 9.6), uno en cada esquina, para permitir su manejo.



FIGURA 9.6.- Perno de un contenedor tipo CE-2

Tras el acondicionamiento, los contenedores llenos son apilados en su almacenamiento, por lo que deben llevar en sus cuatro vértices inferiores unos rebajes para alojar los pernos de izado del contenedor inmediatamente inferior (ver figura 9.7).



FIGURA 9.7.- Rebaje inferior de un contenedor tipo CE-2

Además, con objeto de que el contenedor superior no descansa sobre la tapa del inferior, los bordes laterales sobresalen un centímetro del fondo, transmitiendo el peso a través de las paredes.

La tapa (ver figura 9.8) de 13 cm de espesor (que es exactamente igual para ambos contenedores) tiene cuatro orificios para su manejo que posteriormente son sellados, al mismo tiempo que su perímetro, con mortero. Cada uno de estos orificios cuenta con una varilla (ver figura 9.9) que permite su manipulación y su interacción con el útil de izado de tapa (ver apartado 11.1.12).



FIGURA 9.8.- Tapa de un contenedor tipo CE-2



FIGURA 9.9.- Orificio de la tapa de un contenedor tipo CE-2

El sistema constructivo de un contenedor CE-2 se compone de las siguientes fases:

- Montaje de la armadura completa sobre útiles adecuados para su correcta ejecución.
- Colocación de la armadura y pernos de izado en el encofrado, comprobando el cumplimiento de los requisitos y tolerancias establecidas.
- Hormigonado continuo del contenedor en posición invertida.
- Curado del contenedor en el molde hasta haber alcanzado al menos 11 N/mm^2 de resistencia antes del desmoldeo y $17,5 \text{ N/mm}^2$ antes de su manipulación y extracción del molde.

El proceso de maduración del hormigón puede acelerarse mediante la aplicación de curado con vapor de acuerdo a los siguientes criterios:

- Curado preliminar a temperatura ambiente de 3 horas mínimo, desde la terminación del hormigonado hasta el comienzo del tratamiento con vapor.
- Ciclo de calentamiento con vapor con una duración de 2 a 3 horas, aumentando la temperatura hasta un máximo de $60 \text{ }^\circ\text{C}$, con un incremento no mayor de $20 \text{ }^\circ\text{C/h}$.
- Tratamiento isotérmico a temperatura no superior a $60 \text{ }^\circ\text{C}$ de duración de 2 a 4 horas.
- Ciclo de enfriamiento hasta temperatura ambiental durante 2 horas, con un decremento de temperatura no mayor de $20 \text{ }^\circ\text{C}$.
- Traslado del contenedor para someterlo a un curado húmedo durante 2 días aproximadamente.
- Volteo del contenedor y traslado a almacenamiento hasta cumplir los 28 días de curado.

A partir del tercer día y con una frecuencia de uno cada 2 semanas, se procede al control dimensional de contenedor y tapa. Para el contenedor se toman al menos dos medidas de anchura y altura, por cada cara, tanto en el exterior como en el interior; además, se comprueban la planeidad y el desplome. La tapa se controla midiendo la longitud y el espesor de cada uno de sus lados.

- Durante el proceso de hormigonado de los contenedores se toma la cantidad de masa necesaria de hormigón para la realización de los ensayos correspondientes:
 - Ensayo de asentamiento: se controla el asentamiento de todas las amasadas.
 - Ensayo de compresión: la resistencia a compresión, a 28 días, exigida a los contenedores individualmente para su uso como UA es $\geq 41,3 \text{ N/mm}^2$.
 - Ensayo de flexotracción: la resistencia a flexotracción exigida a 28 días es $\geq 3 \text{ N/mm}^2$.
 - Homogeneidad de la mezcla: se comprueba al inicio de la fabricación y cada 6 meses.
- Por último, cada contenedor tiene asociados dos códigos de identificación:
 - Código de fabricación: incluye información sobre el molde utilizado (actualmente se dispone de 4 moldes para CE-2a y 4 para CE-2b) y la fecha de fabricación.
 - Código de Unidad de Almacenamiento: esta codificación se utilizará sobre todo cuando la UA esté acondicionada y para su gestión como bulto de residuos radiactivos.

Como los contenedores tipo CE-2 son el destino final de todos los residuos de media y baja actividad generados en España, su diseño y fabricación deben asegurar la integridad de los mismos, así como la imposibilidad de que se produzca ninguna fuga ni durante su transporte ni durante su almacenamiento. Por ello, se han realizado y se revisan periódicamente todo tipo de estudios para comprobar dichos requisitos. En las siguientes figuras pueden apreciarse algunos de ellos:

- Estudio del comportamiento dinámico del contenedor CE-2b (ver figura 9.10).

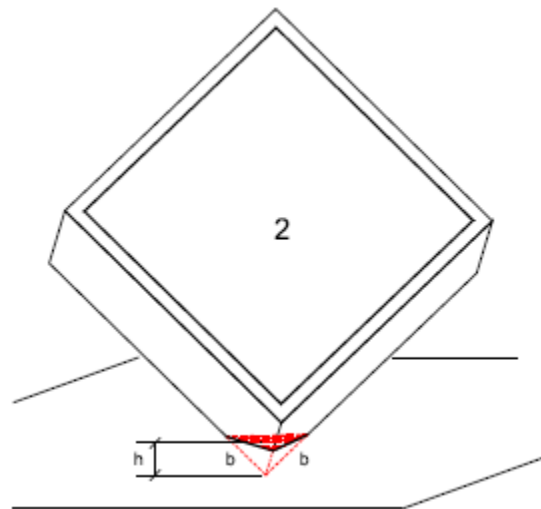


FIGURA 9.10.- Estudio del comportamiento dinámico del contenedor CE-2b

- Estudio de apilamiento en celdas de contenedores CE-2a y CE-2b (ver figura 9.11).

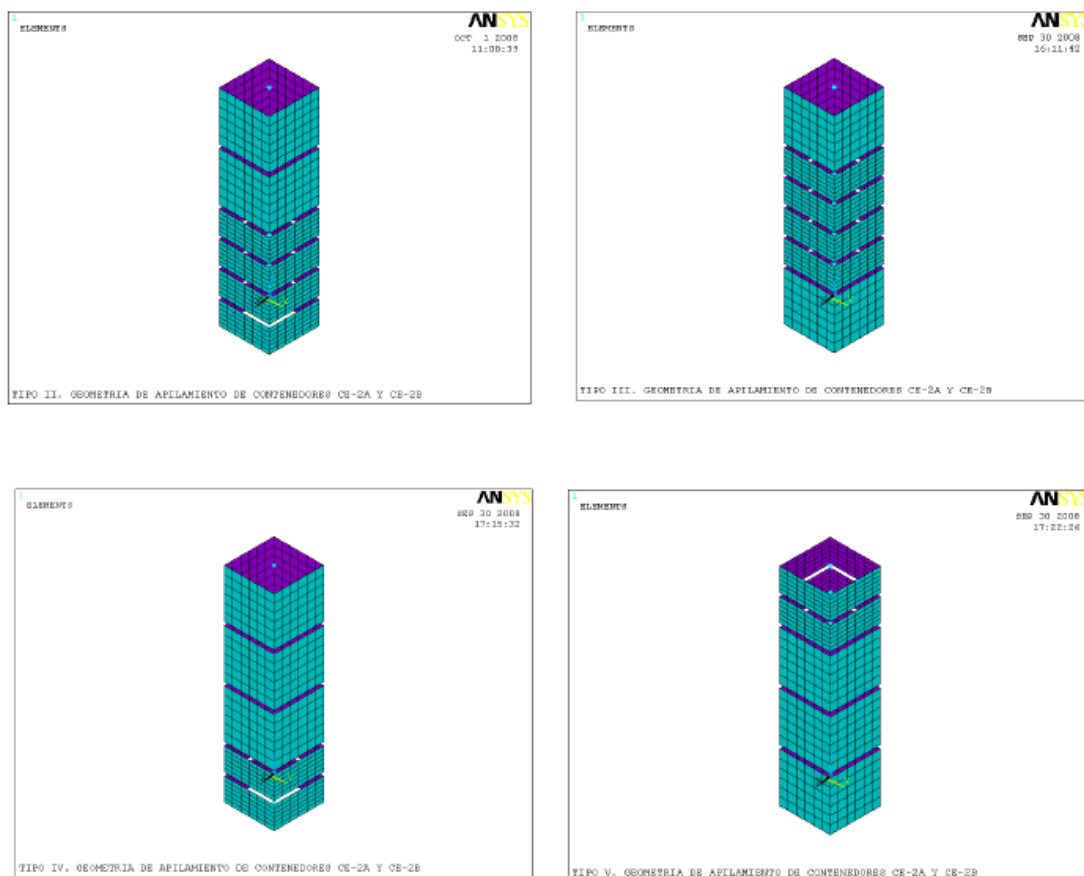


FIGURA 9.11.- Estudio de apilamiento en celdas de contenedores CE-2a y CE-2b

9.3. Cestas

Las cestas utilizadas en el PDC de la CNJC (ver figura 9.12) son contenedores prismáticos, fabricados con rejillas de acero al carbono cuya función es albergar los residuos procedentes de la segmentación de los internos, la vasija y otros grandes componentes.



FIGURA 9.12.- Cesta para residuos radiactivos

Así, las cestas servirán de punto intermedio de acopio para los residuos segmentados entre su generación y su acondicionamiento definitivo en un contenedor tipo CE-2, en el que primero se introducirá la cesta cargada y luego se llenará de hormigón para asegurar la inmovilización del conjunto cesta-residuos.

Su diseño busca permitir la evacuación del agua de su interior cuando son extraídas del agua de piscina de la cavidad del reactor, mediante la campana de blindaje, para su traslado al EAD.

Existen dos tipos de cestas:

- Cestas tipo CE-2a cuyas dimensiones (1,80 x 1,80 x 1,80 m) son compatibles con las dimensiones internas de un contenedor CE-2a.
- Cestas tipo CE-2b cuyas dimensiones (1,80 x 1,80 x 0,70 m) son compatibles con las dimensiones internas de un contenedor CE-2b.

En los Anexos 4 y 5 se han incluido los planos las cestas CE-2a y CE-2b respectivamente, utilizadas en el PDC de la CNJC.

En el diseño de estas cestas se ha pretendido sobre todo facilitar su manipulación por los útiles correspondientes (en este caso el útil de manejo de cestas del Edificio de Contención y la campana de blindaje) de manera que puedan ser enganchadas de manera automática, reduciendo las implicaciones radiológicas en el personal encargado del proceso. Para ello, las cestas cuentan con un hueco en cada esquina para que puedan ser enganchadas (ver figuras 9.13 y 9.14).

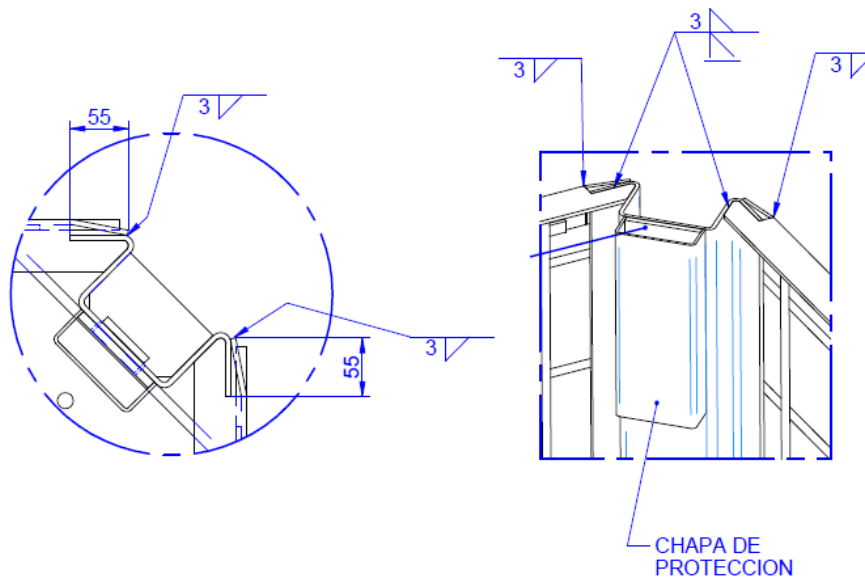


FIGURA 9.13.- Detalle del hueco para introducción de gancho en cesta



FIGURA 9.14.- Hueco para introducción de gancho en cesta

En ambos casos, las cestas son tomadas por las cuatro esquinas por un sistema de ganchos idénticos, actuados por unos cilindros neumáticos que detectan la posición de dichos ganchos en sus dos posiciones, abiertos y cerrados (ver figura 9.15).

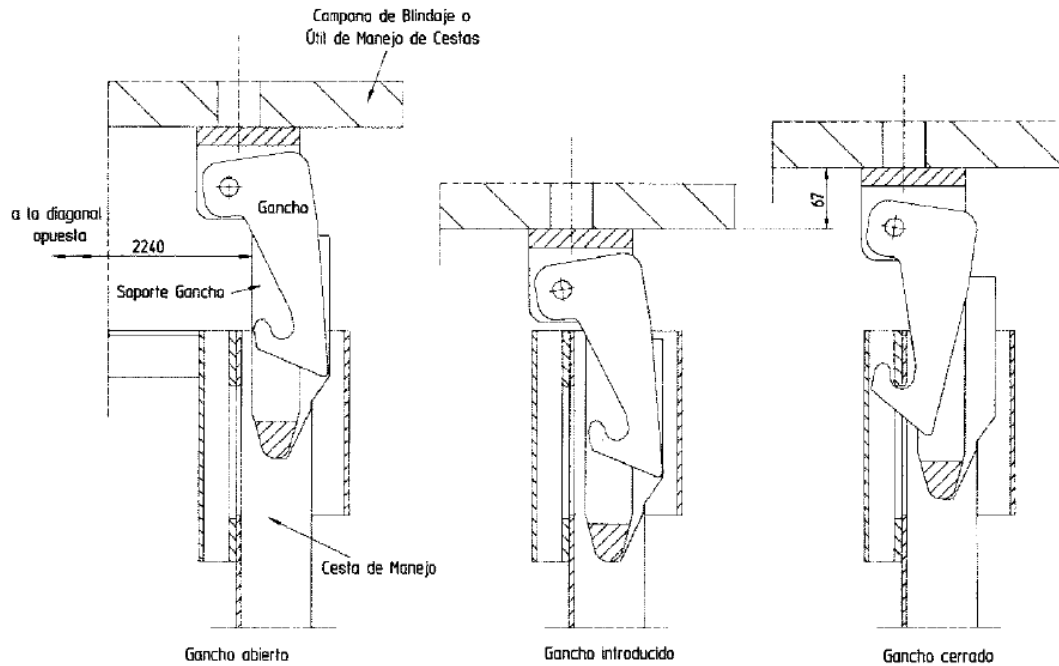


FIGURA 9.15.- Secuencia de introducción de los ganchos en las cestas

Otro de los criterios a tener en cuenta en el diseño y fabricación de las cestas es el requisito de resistencia. Para ambos tipos de cesta, se considera una masa de 9.000 kg uniformemente repartidos, que tres de los cuatro puntos de izado deben ser capaces de sostener.

Las cestas cuentan con dos elementos adicionales que pueden o no utilizarse según vaya a ser la tipología de los residuos a introducir:

- **Bandeja:** se trata de una bandeja (ver figura 9.16) con las dimensiones de la base de la cesta cuya función es recoger las virutas procedentes de la segmentación de los internos del reactor que pudiesen desprender los residuos y, sobre todo, los filtros al ser introducidos en la cesta. De esta manera, se asegura que, cuando la cesta se extraiga del agua, no podrá caer ninguna de estas virutas fuera de la piscina, evitando una posible contaminación de zonas externas a la cavidad del reactor.



FIGURA 9.16.- Bandeja introducida en cesta

- **Mallazo:** la función de este mallazo es impedir que cualquier residuo se salga de la cesta durante su manipulación. El tamaño de los huecos del mallazo está pensado para que cumpla dicha función sin impedir la entrada del mortero de bloqueo que se añade a la UA en el EAD (ver figura 9.17).



FIGURA 9.17.- Mallazo interior de cesta

Durante el acopio de las cestas se observó que, cuando éstas no se encontraban apoyadas en cuatro puntos situados en el mismo plano, podían llegar a producirse grandes deformaciones en la coronación de la cesta. Por ejemplo, en el caso de una cesta vacía apoyada en sólo tres puntos, se ha llegado a observar una apertura de la diagonal superior a 50 mm (ver figura 9.18).



FIGURA 9.18.- Cesta vacía y deformada

Estas deformaciones pueden hacer que, dado que el proceso de captura con el útil de manejo de cestas requiere que las dimensiones de la cesta sean las adecuadas, la extracción de dicha cesta de la piscina resulte imposible, provocando un cambio de cesta que supondría un retraso del proyecto (el espacio en la piscina es reducido por lo que para continuar con el proceso de segmentación deben ir extrayéndose las cestas cargadas cuanto antes) con la consiguiente penalización económica.

Cuando uno de los cuatro apoyos de la cesta no se encuentra en el mismo plano que el resto, la cesta intenta deformarse para adaptarse a la nueva situación y apoyarse nuevamente en cuatro puntos. Si la cesta fuese muy rígida, esto no llegaría a suceder pues la cesta se apoyaría simplemente en tres puntos, quedando una de las esquinas libres. Es por ello que se decidió estudiar la posibilidad de añadir un refuerzo que rigidizase las cestas (ver figura 9.19).

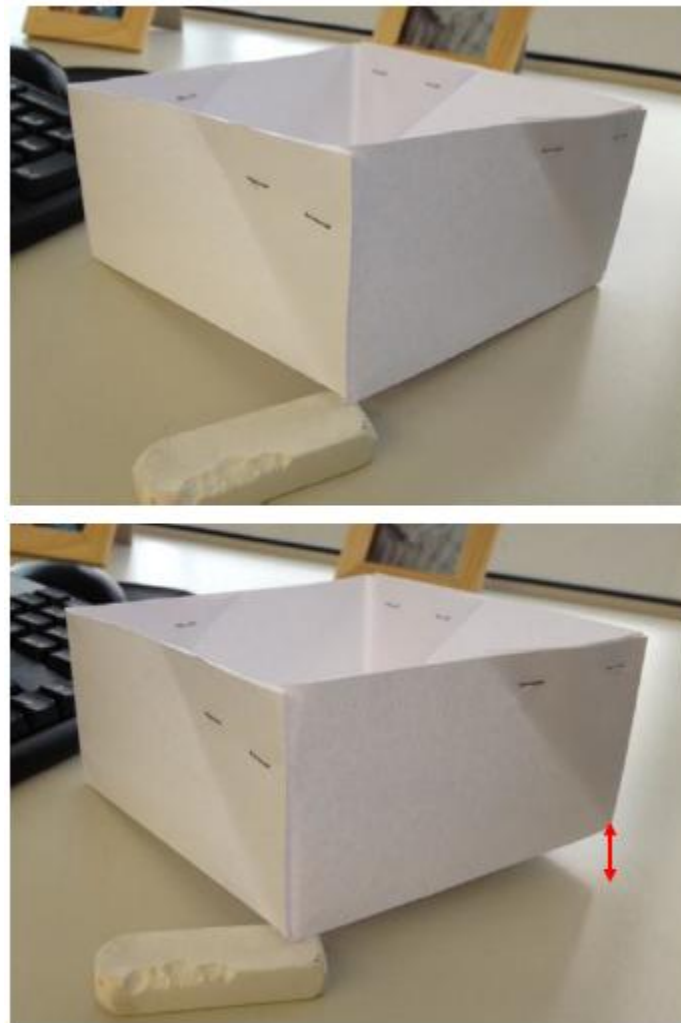


FIGURA 9.19.- Comportamiento cesta flexible (superior) y comportamiento cesta rígida (inferior)

Se propusieron dos refuerzos diferentes, un refuerzo en la zona inferior de la cesta que limitase las deformaciones debidas a la flexión de la base y un anillo rigidizador en la coronación de la cesta que redujese las deformaciones en la zona de enganche o izado.

Refuerzo de la base

Este refuerzo consiste en soldar, en ambas caras del tramex, dos chapas de 10 mm de espesor y 200 mm de ancho siguiendo las diagonales en la cesta (ver figura 9.20).

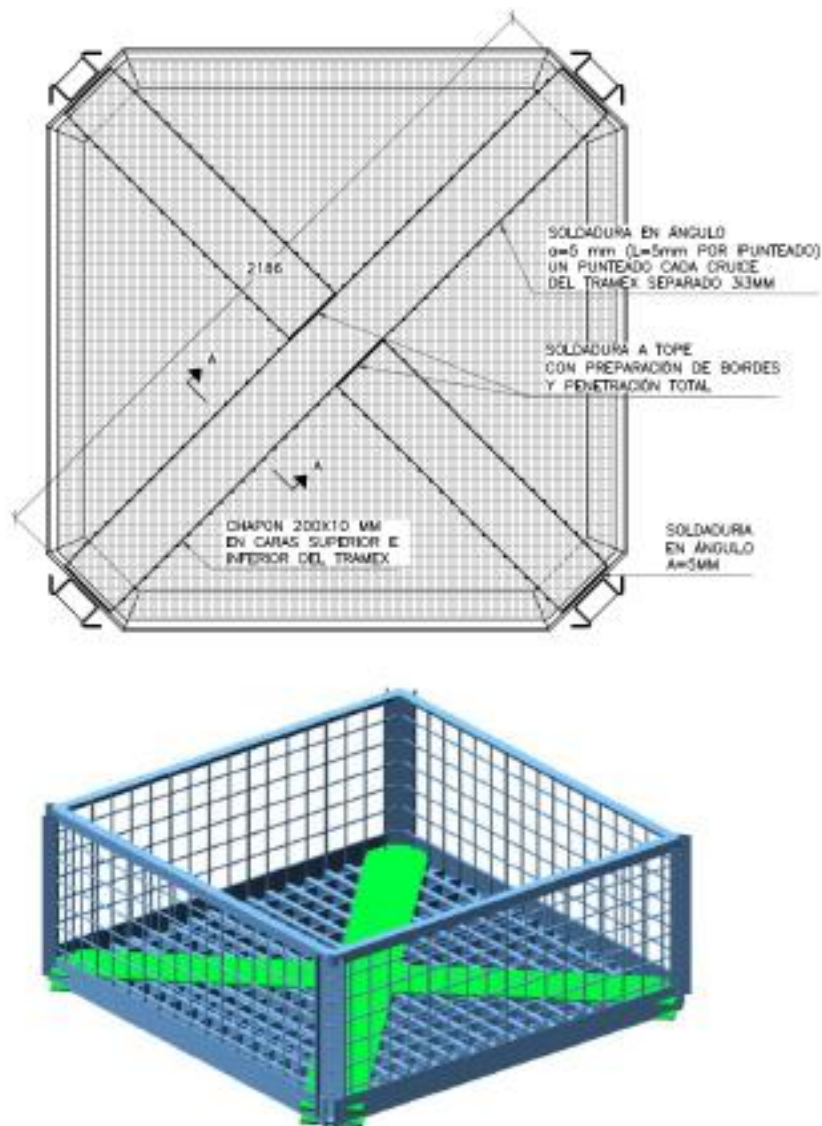


FIGURA 9.20.- Refuerzo de la base de una cesta

Refuerzo del anillo superior

Este refuerzo consiste en la soldadura de un marco tubular de dimensiones 100 x 60 x 6 mm en la zona superior de la cesta (ver figura 9.21).

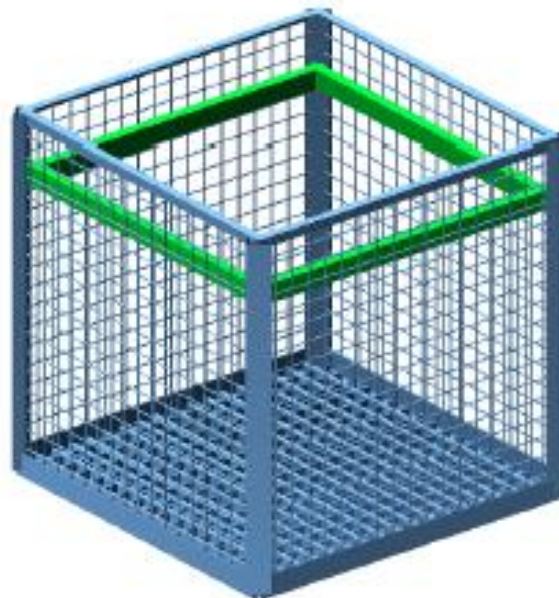
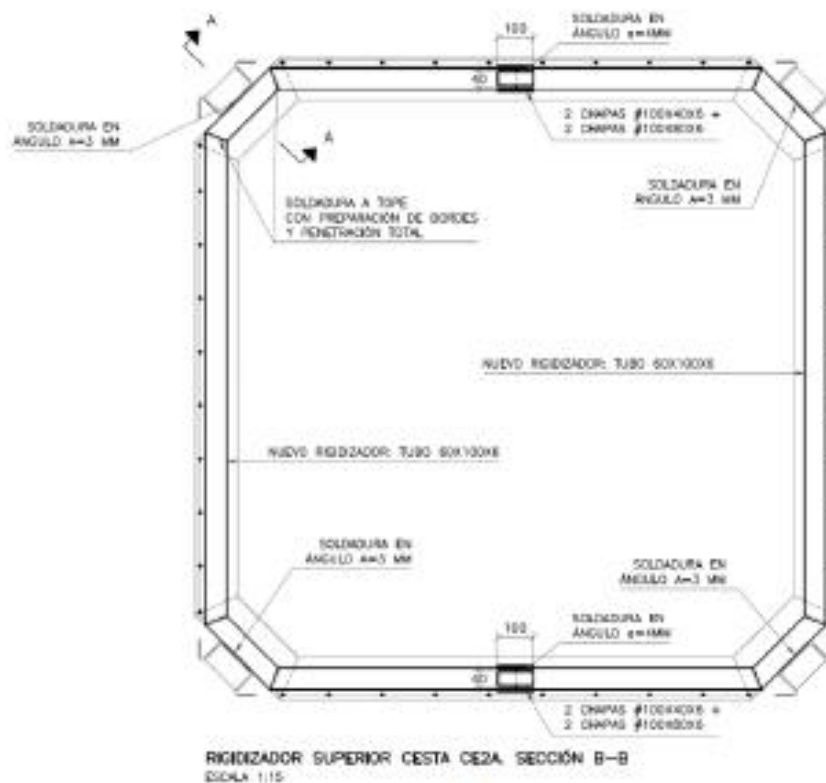


FIGURA 9.21.- Refuerzo del anillo superior de una cesta

Tras analizar todos los casos posibles (la utilización de uno o ambos refuerzos en ambos tipos de cesta) se llegó a la conclusión de que para las cestas tipo CE-2a se deberá llevar a cabo tanto la rigidización de la base como la rigidización del anillo superior (ver figura 9.22). En el caso de las cestas tipo CE-2b basta con realizar la rigidización de la base (ver figura 9.23).



FIGURA 9.22.- Cesta CE-2a rigidizada



FIGURA 9.23.- Cesta CE-2b rigidizada

9.4. Morteros

9.4.1. Mortero de bloqueo

La función de este mortero es bloquear e inmovilizar los residuos, rellenando completamente todos los huecos libres del interior del contenedor.

Las características que debe cumplir el mortero de bloqueo son las siguientes:

- Resistencia a la compresión a los 28 días: $\geq 30 \text{ kg/cm}^2$

9.4.2. Mortero de sellado

Se emplea para inyectar en el contenedor por los orificios previstos en la tapa del mismo, una vez introducido y fraguado el mortero de bloqueo. Su función es la de sellar la tapa y los orificios de inyección, rellenando completamente todas las juntas de modo que asegure su sujeción y cierre.

Cabe preguntarse por qué no realizar los procesos de bloqueo y sellado en un solo paso, sin dejar tiempo para que el mortero de bloqueo fragüe. Si los procesos se hacen seguidos, nunca podría asegurarse que el mortero de sellado está libre de contaminación; mientras que si se hacen separados, el fraguado del mortero de bloqueo asienta la contaminación, asegurando que los últimos 5 cm de mortero de sellado están limpios de contaminación y que, por tanto, dicha contaminación no podrá jamás salir al exterior si se asegura la integridad de la UA.

Las características que debe cumplir el mortero de sellado son las siguientes:

- Resistencia a la compresión a los 28 días: $\geq 250 \text{ kg/cm}^2$
- Resistencia a la tracción a los 28 días: $\geq 10 \text{ kg/cm}^2$

9.4.3. Tipos de mortero

Para realizar los procesos de bloqueo y sellado del contenedor tipo CE-2, se dispone de dos tipos de mortero:

- Mortero ligero (Hormisec ligero), que se utilizará en el bloqueo de contenedores CE-2a.
- Mortero tipo Cabril, que se utilizará para el bloqueo de contenedores CE-2b, opcionalmente en el bloqueo de CE-2a y en el sellado tanto de CE-2a como de CE-2b.

9.4.3.1. Mortero ligero

El mortero ligero se emplea en el bloqueo de los contenedores tipo CE-2a.

En la tabla 9.1 se definen los componentes del mortero ligero, denominado “Hormisec Ligero”:

TABLA 9.1.- Componentes de mortero ligero

COMPONENTE	Cemento	Mortero
Cemento CEM II / B L 32,5 N	1	1
Arcilla expandida + Áridos calizos/silíceos	1,5	
Agua	0,62 – 0,8	0,25 – 0,32

Para el árido del mortero ligero no se establecen limitaciones de parámetros físicos, químicos y mecánicos, con la excepción de lo siguiente:

- Contenido de cloruros
- Reactividad álcali/árido
- Materia orgánica
- Sulfatos solubles en ácido
- Azufre total

Para estas variables será de aplicación la limitación indicada para el árido fino del documento 031-ES-IN-0037.

En todo caso se deberá cumplir que el porcentaje de árido ligero que pasa a través de un tamiz de 10 mm será, como mínimo, del 99 %.

9.4.3.2. Mortero tipo Cabril

El mortero tipo Cabril se emplea en el sellado de los contenedores CE-2a y CE-2b y en el bloqueo de los contenedores CE-2b. Opcionalmente se podría emplear en el bloqueo de los contenedores CE-2a, siempre y cuando la masa final de la UA generada no supere las 25 toneladas marcadas por los límites exigibles.

En la tabla 9.2 se definen los componentes del mortero tipo Cabril:

TABLA 9.2.- Componentes de mortero tipo Cabril

COMPONENTE	DOSIFICACIÓN
Mortero Tipo Cabril	Cemento CEM I 42,5 R SR (23%)
	Cenizas (13%)
	Arena silícea (0-2 mm) (64%)
Relación Agua / Cemento + Cenizas	$\leq 0,41$
Relación Agua/Mortero	≤ 0.145
Aditivo	$\approx 0,4 \%$ en peso sobre mortero seco

Los aditivos incorporados tienen como función primordial la de reducir la cantidad necesaria de agua de las amasadas y aumentar su fluidez. El tipo de aditivo utilizado es del tipo denominado superfluidificante, según UNE-EN-934-2. En particular se utiliza el producto RHEOBUILD 1000 de la marca BASF.

9.4.4. Proceso de fabricación de mortero

Teniendo en cuenta que la amasadora tiene una capacidad de 150 litros, en función del tipo de mortero a fabricar se utilizará una de las siguientes dosificaciones:

- Mortero ligero: 140 kg de mortero seco para conseguir una relación Agua/Mortero de 0,285.
- Mortero tipo Cabril: 200 kg de mortero seco.

Según se vaya incorporando el mortero a la amasadora, el operador situado en la pasarela de amasado y limpieza añadirá la siguiente cantidad de agua de hidratación de la mezcla:

- Mortero ligero: 40 litros de agua para conseguir una relación Agua/Mortero de 0,285, a emplear en el mortero ligero de bloqueo de CE-2a.
- Mortero tipo Cabril: 29 litros de agua.

9.4.5. Programa de verificación de muestras

Entre los criterios de aceptación de residuos RBMA directamente introducidos en contenedores CE-2, se encuentran los ensayos aplicables a los materiales empleados

en la inmovilización del residuo. En la tabla 9.3 se resume el PVM aplicable en el PDC de la CNJC.

TABLA 9.3.- Programa de Verificación de Muestras aplicable

COMPONENTE	TIPO DE ENSAYO	VALOR	PERIODICIDAD
AGUA	pH	≥ 5	Semestral
	Sustancias disueltas	≤ 2 g/l	
	Ión Cloro	$\leq 0,05$ por 100	
	Sustancias orgánicas solubles en éter	$\leq 0,05$ por 100	
	Sulfatos expresados en SO ₄	≤ 5 g/l	
	Hidratos de Carbono	0 g/l	
MORTERO SELLADO	Fisura	Comprobar su Ausencia	Semestral
	Desconchado de la probeta		
	Líquido libre.		
	Desintegración de la probeta		
	Tiempo de fraguado	Cuantificación	Cada 10 UA generadas
	Compresión	≥ 250 kg/cm ²	
	Tracción	≥ 10 kg/cm ²	
MORTERO BLOQUEO	Tiempo de fraguado	Cuantificación	Semestral
	Compresión	≥ 30 kg/cm ²	Cada 20 UA generadas
	SI ES MORTERO LIGERO: Comprobación de homogeneidad del suministro	$\pm 10\%$ valor medio para 3 muestras por suministro	Cada 50 toneladas de mortero seco

CAPÍTULO 10

EDIFICIO AUXILIAR DE DESMANTELAMIENTO

10.1. Introducción

El Edificio Auxiliar de Desmantelamiento (EAD) alberga todos los sistemas de tratamiento y acondicionamiento necesarios para obtener Unidades de Almacenamiento (UA) ubicables en el mismo temporalmente cumpliendo todos los criterios de aceptación de almacenamiento.

La función principal del EAD es el tratamiento, acondicionamiento y gestión de los RBMA sólidos (metálicos, hormigones, chatarras u otros sólidos no pulverulentos) generados durante el desmantelamiento de las estructuras, sistemas y componentes de la CNJC, sobre todo de los edificios de Contención, Auxiliar y Evaporador.

En el EAD se reciben los contenedores de residuos CE-2a, CE-2b y/o CMT, procedentes del desmantelamiento de grandes componentes principalmente, para su procesado y se dispone de instalaciones de tratamiento de los residuos para maximizar la cantidad de material reutilizable o desclasificable y minimizar el volumen de residuos RBMA con el fin de reducir los costes de embalaje, transporte y almacenamiento a largo plazo de los residuos generados durante el PDC de la CNJC. Así, se potenciará:

- La reducción del volumen/masa de residuos.
- Maximizar la aplicación del proceso de descontaminación.
- Maximizar la generación de contenedores CE-2a, CE-2b y CMT sobre los MPC, que no pueden ser almacenados en el C.A. de El Cabril.

10.2. Diseño

Ya que la mayoría de los residuos gestionados en el EAD va a provenir de los Edificios de Contención y Auxiliar, se decidió situar el EAD en las áreas más próximas a estos edificios, aumentando así la eficacia del proceso.

De acuerdo a lo anterior, se seleccionó el antiguo Edificio de Turbinas (ver figura 10.1) para situar, tras su modificación, el EAD.



FIGURA 10.1.- Antiguo Edificio de Turbinas

En la elección del Edificio de Turbinas para ser transformado en el EAD, se tuvieron en cuenta los siguientes aspectos:

- La proximidad del edificio a los puntos de generación de los residuos y áreas de desmantelamiento.
- La minimización de las actuaciones necesarias sobre la estructura del edificio.
- El aprovechamiento de las aberturas y huecos actuales con el fin de minimizar los trabajos de adaptación del edificio a su nueva función.
- El aprovechamiento de equipos y estructuras existentes. Utilización del puente grúa existente como medio principal de elevación y manejo de los contenedores CE-2a y/o CE-2b.
- La utilización del foso del condensador y de otras áreas bajo el nivel de terreno que proporcionarán unas buenas características de blindaje.
- La versatilidad de la instalación y la flexibilidad de operación (vías de entrada y salida).
- Aspectos ALARA y de protección radiológica.

El EAD, ubicado al norte del Edificio del Reactor, está constituido por una estructura de hormigón armado de 40 cm de espesor de media, con paredes de

albañilería. Tiene unas dimensiones en planta de 45,5 m por 28 m y consta de planta baja (cota +604 m), planta intermedia (cota +609,2 m), planta de operaciones (cota +614 m) y cubierta. El arranque y coronación de las cerchas de cubierta están en las cotas +627,71 m y +630,71 m respectivamente y la cota de coronación del peto perimetral es +631,51 m.

Todas las áreas de trabajo del EAD se diseñaron siguiendo los siguientes criterios:

Criterios generales

- Las nuevas instalaciones de tratamiento, acondicionamiento y almacenamiento de residuos radiactivos se han diseñado de manera que se facilite su descontaminación, así como su futuro desmantelamiento o posible reutilización.
- En las nuevas instalaciones se dispone de los pertinentes medios de vigilancia y control de la radiación, sistemas de PCI basados en detección y extinción manual adaptados a la carga de fuego existente; sistemas de ventilación y filtración HEPA donde se prevé la emisión de partículas radiactivas al ambiente.
- Diseñado para facilitar la inspección de estructuras, sistemas y componentes de la instalación y de los residuos y contenedores almacenados.

Criterios de ubicación y configuración

- Se facilitase la sustitución de componentes, identificando penetraciones o huecos y espacios abiertos para mantenimiento y los medios necesarios para la manutención.
- Se minimizaran las necesidades de espacios auxiliares de acuerdo con las operaciones a realizar.
- La localización de las áreas de almacenamiento tuviese en cuenta los riesgos de los materiales radiactivos almacenados, las capacidades de protección contra incendios y el control de la contaminación.
- Se separasen físicamente las instalaciones de almacenamiento de las de procesado, limitando los materiales almacenados en las de procesado de acuerdo a criterios de seguridad y protección radiológica.
- Se minimizasen los espacios dedicados a vestíbulos, pasillos y escaleras.

- Los tamaños de los pasillos se adecuasen al movimiento de equipos, operaciones a realizar, futuras sustituciones de equipos y futuras descontaminaciones y desmantelamientos, incluyendo la accesibilidad de equipos y herramientas para estos trabajos.
- Se uniformasen los tamaños y la orientación de componentes similares para facilitar su mantenimiento.
- Se minimizasen los recorridos de los conductos de ventilación contaminados.
- Se facilitasen los trabajos de limpieza, mantenimiento e inspección.
- Se considerasen los tiempos de ocupación para, en caso de ser necesario, implantar control remoto en equipos y blindajes.
- Se considerase la implantación de esclusas en los accesos a través de barreras de confinamiento.
- Se implantasen sistemas de vigilancia automática e instalasen alarmas acústicas para detectar presencia de altos niveles de radiación.

Criterios radiológicos

- Las zonas exteriores de libre acceso colindantes con las instalaciones de almacenamiento o de procesado, no superarán $0,5 \mu\text{Sv/h}$ (que se corresponde con el nivel máximo de zona no reglamentada).
- Se tomaron precauciones especiales en el diseño de los blindajes para prevenir la radiación de fuga a través de penetraciones en la barrera de blindaje (sistema de ventilación, etc.).
- Se evitaron los blindajes fijos para evitar los costes de su construcción y demolición. Se crearon espacios suficientes para el uso de blindajes temporales móviles.
- Limitación de la dispersión de la contaminación mediante el uso de materiales con facilidad para su vigilancia y descontaminación.
- Posibilidad de controlar el acceso a las áreas radiactivas, controlando los movimientos entre zonas radiactivas y/o contaminadas y, donde sea aplicable, se mantiene una depresión en los recintos que alojan material contaminado.

- Se minimizase la liberación al ambiente de radionucleidos contenidos en el aire mediante la instalación de filtros en la ventilación de descarga al exterior.
- Se recogiesen las fugas o derrames de residuos líquidos mediante la instalación de sumideros y/o sistemas de recogida de drenajes provistos de detectores de fugas.

10.3. Instalaciones principales

Aunque el EAD cuenta con distintas instalaciones auxiliares, las dos más importantes son aquellas relacionadas con los procesos de acondicionamiento y almacenamiento de UA.

10.3.1. Túnel de transferencia

El túnel de transferencia (ver figura 10.2) une el Edificio de Contención con el EAD, de manera que las cestas de residuos puedan pasar de uno a otro sin pasar por cualquier otro recinto, reduciendo las implicaciones radiológicas de su traslado.

Además, en el túnel se sitúan todos los elementos necesarios para, primero realizar la transferencia de la cesta al contenedor y después acondicionar dicho contenedor, generando una UA.

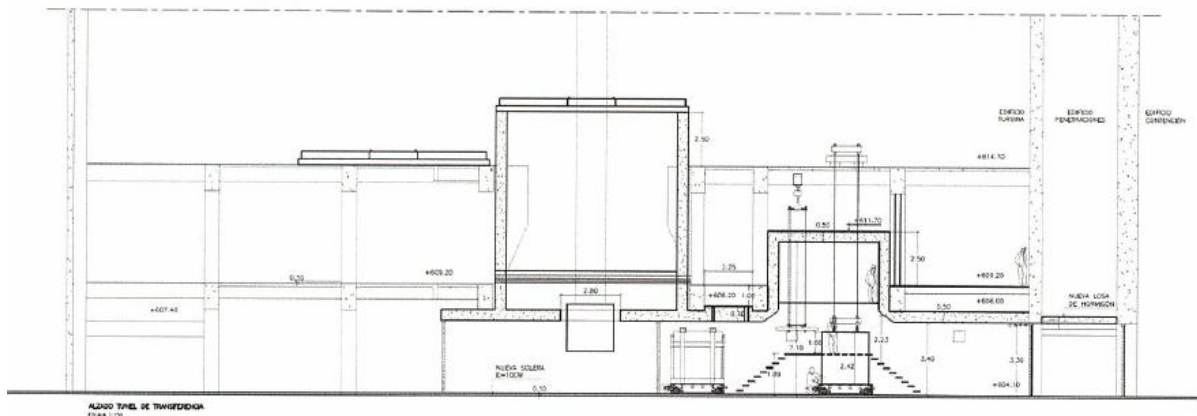


FIGURA 10.2.- Túnel de transferencia

En el suelo del túnel, además de los carriles necesarios para que los carretones puedan moverse, también se dispone de unas placas que marcan posiciones específicas de parada para dichos carretones:

- Posición X1 – Hueco de equipos en Edificio de Contención.

- Posición X2 – Espera de carro de campana.
- Posición X3 – Transferencia de cesta.
- Posición X4 – Destapado de CE-2.
- Posición X5 – Descarga de mortero.
- Posición X6 – Inyección de mortero.
- Posición X7 – Hueco de paso a almacén.
- Posición X8 – Muelle de carga del EAD.

En el Anexo 6 se incluye un croquis que muestra dichas posiciones y su situación en el túnel de transferencia.

10.3.2. Almacén para contenedores tipo CE-2

El almacén para contenedores tipo CE-2 está situado en la parte central del edificio, sobre el antiguo foso del condensador (cota +602,05 m) y cuenta con una superficie de 100 m² (9,4 m x 10,2 m).

Está dimensionado para el almacenamiento de 80 contenedores tipo CE-2a, 160 contenedores tipo CE-2b o una mezcla de ambos, disponiéndolos a 4 alturas y manteniendo un espacio entre contenedores y con los paramentos perimetrales de 30 cm (ver figura 10.3).

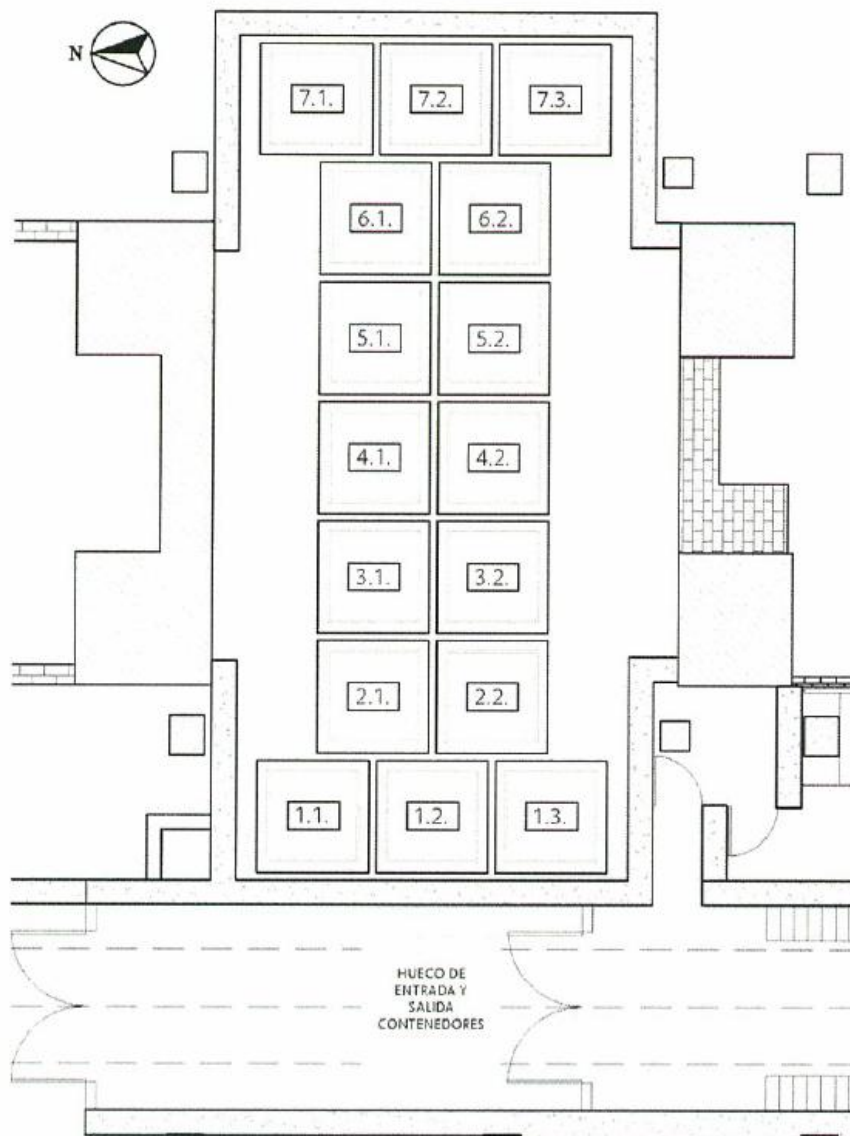


FIGURA 10.3.- Almacén EAD

El recinto dispone de los blindajes necesarios, tanto perimetralmente con un blindaje fijo como en la parte superior donde se dispone de un blindaje móvil formado por 7 losas diseñadas de tal manera que pueden ser manipuladas por el spreader disponible en el EAD (cuentan con los mismos pernos que un contenedor CE-2 para que puedan ser izadas).

En la figura 10.4 puede observarse el almacén con 3 de las 7 losas retiradas durante unas pruebas. De este modo, cuando se vaya a extraer o a introducir un contenedor, sólo se deberán retirar las losas que sean necesarias para la operación, manteniendo un cierto número de losas y, por tanto, de blindaje radiológico sobre el almacén.



FIGURA 10.4.- Losas del almacén del EAD

El almacén dispone adicionalmente de una apertura en el forjado que da acceso directo al túnel de transferencia (ver figura 10.5).



FIGURA 10.5.- Acceso del almacén al túnel de transferencia

CAPÍTULO 11

ACONDICIONAMIENTO DE UNA UNIDAD DE ALMACENAMIENTO

11.1. Introducción

Después de que los componentes internos de la vasija hayan sido desmontados y segmentados, las partes resultantes serán depositadas en unas cestas de manejo de residuos dispuestas dentro del agua del recinto de corte (ver capítulo 7).

La campana de transporte es un elemento de blindaje que sirve para el traslado de los residuos radiactivos entre el Edificio de Contención y el EAD. En el interior de dicha campana se alojarán los residuos troceados, dispuestos en la cesta de manejo de residuos, que se une a la campana con un sistema de fijación.

Una vez la campana ha sido trasladada al EAD, la cesta con los residuos se transferirá al interior de un contenedor tipo CE-2 para, posteriormente, ser acondicionados, conformándose así Unidades de Almacenamiento (UA), las cuales serán finalmente transportadas y almacenadas en el C.A. de El Cabril, aunque inicialmente se acopiarán en el almacén temporal dentro del EAD.

En los siguientes apartados se describirán los equipos utilizados en el proceso de acondicionamiento, así como las operaciones a llevar a cabo tanto en el Edificio de Contención como en el EAD.

11.2. Equipamiento mecánico

11.2.1. Puente grúa Omega

El puente grúa Omega (ver figura 11.1) se utiliza para izar y desplazar cargas pesadas en el Edificio de Contención de la Central Nuclear José Cabrera. Dispone de una capacidad máxima de carga de 70 toneladas.

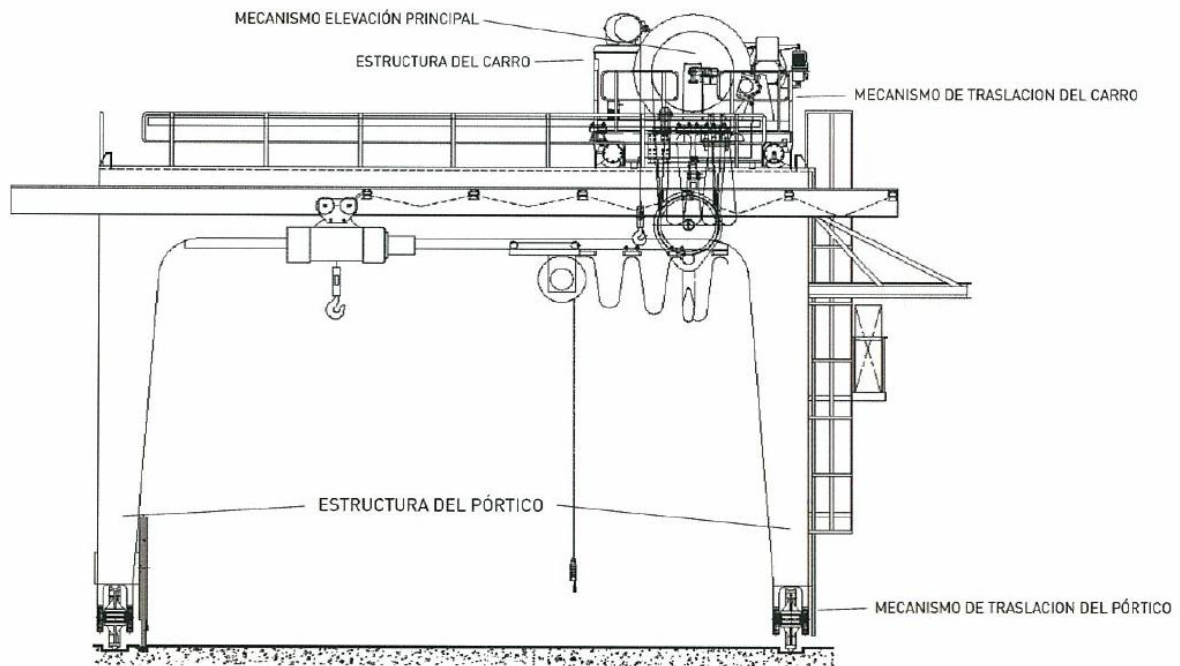


FIGURA 11.1.- Puente grúa Omega

En el contexto de este trabajo, el puente grúa Omega se utiliza para realizar los movimientos de las cestas en el recinto de Contención, incluyendo la introducción de cestas vacías en el FCG, la colocación de las cestas cargadas en el centrador y la captura de dichas cestas con la campana para llevarlas hacia el EAD para acondicionarlas en un contenedor tipo CE-2.

11.2.2. Sistema de cuelgue e inmovilizador de giro

El sistema de cuelgue e inmovilizador de giro (ver figura 11.2) es un equipo que, convenientemente instalado en el gancho de la grúa Omega, permite inmovilizar el giro del gancho y realizar el movimiento de cestas y campana manteniendo el paralelismo de los bultos dentro de los márgenes de tolerancia acotados.

El equipo también cumple las funciones de replegado motorizado de las eslingas de las que cuelga el útil de cestas, de forma que permite realizar el paso por encima de la cota de operaciones sin que se produzcan interferencias por la limitación impuesta por la cota máxima de elevación del gancho de la grúa Omega entre el hueco de equipos y la piscina.

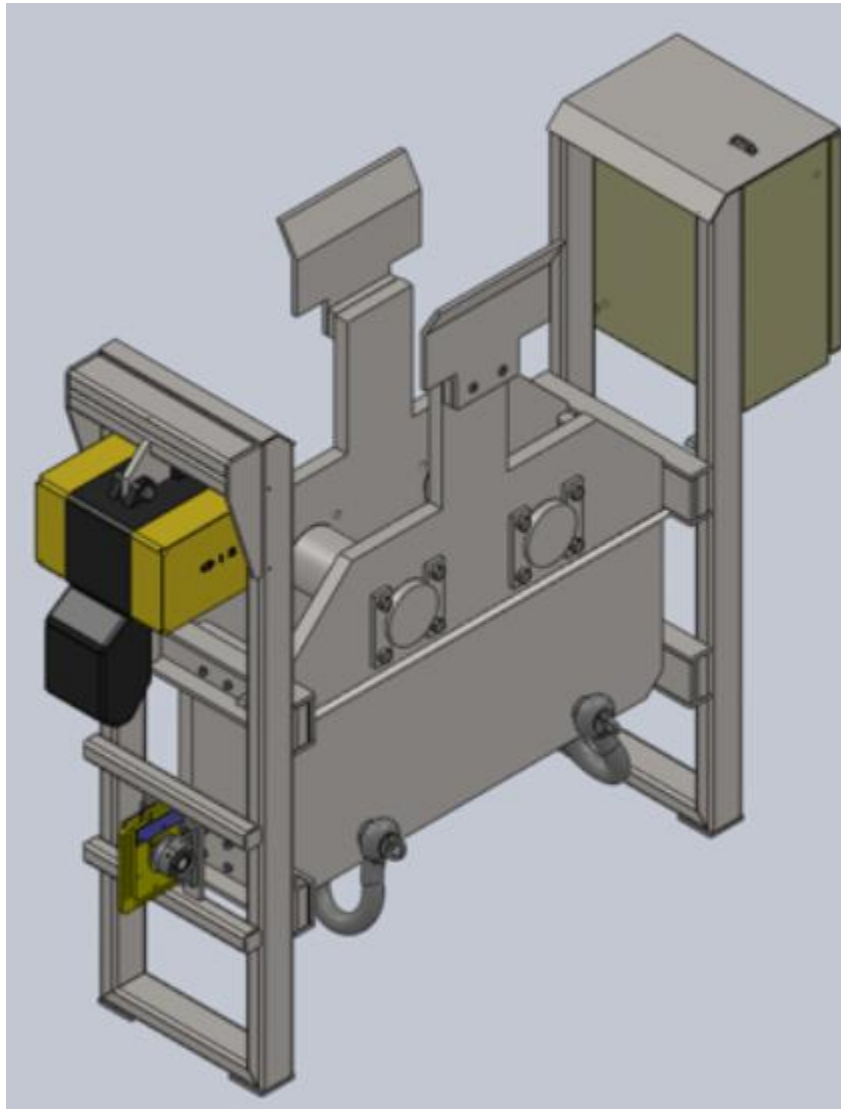


FIGURA 11.2.- Sistema de cuelgue e inmovilizador de giro

El equipo está compuesto por los siguientes subconjuntos o partes diferenciadas:

Cuerpo del inmovilizador de giro

Este cuerpo tiene la función de inmovilizar el giro del gancho de la grúa Omega. Además, sirve de adaptación entre el gancho del puente grúa y el sistema de anclaje de la campana.

Está formado por una estructura principal fabricada en chapón de 40 mm de espesor y se compone de las siguientes partes:

- Centraores superiores para gancho de puente grúa: fabricados en chapa de acero de 15 mm. Estas placas se asientan en el bloque cúbico de rodadura del gancho de la grúa e impiden el giro del útil y del gancho (ver figura 11.3).

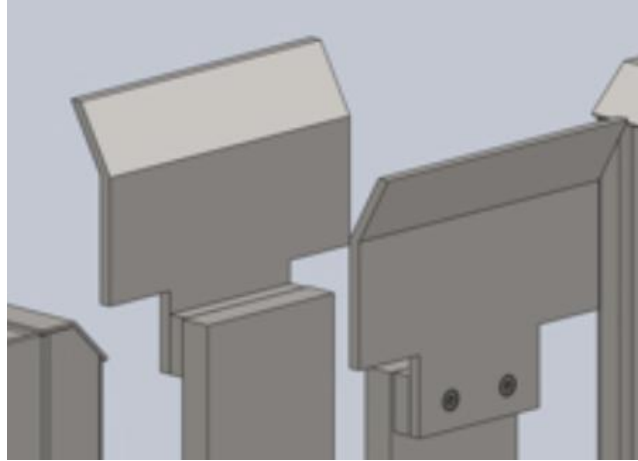


FIGURA 11.3.- Centraores superiores

- Bulones para sujeción de gancho del puente grúa: fabricados en acero y con un diámetro de 150 mm.
- Grilletes para cuelgue de eslingas: en la parte inferior el cuerpo del inmovilizador lleva montados cuatro grilletes tipo lira de alta resistencia de 25 toneladas con tuerca y pasador. Estos grilletes sujetarán las eslingas para la cogida de la campana de transferencia (ver figura 11.4).



FIGURA 11.4.- Grilletes de cuelgue

- Reenvío de cadena de polipasto: la salida de la cadena del polipasto del sistema de replegado motorizado de pulpos debe estar centrada y alineada con el eje de

cuelgue del gancho del puente grúa. Como el polipasto va montado en un lateral del sistema de cuelgue, para realizar esta función se han montado dos reenvíos de cadena. El primer reenvío está alineado con el polipasto y el segundo, montado en el interior del cuerpo del inmovilizador, tiene la función de alinear la cadena con el eje del gancho (ver figura 11.5).

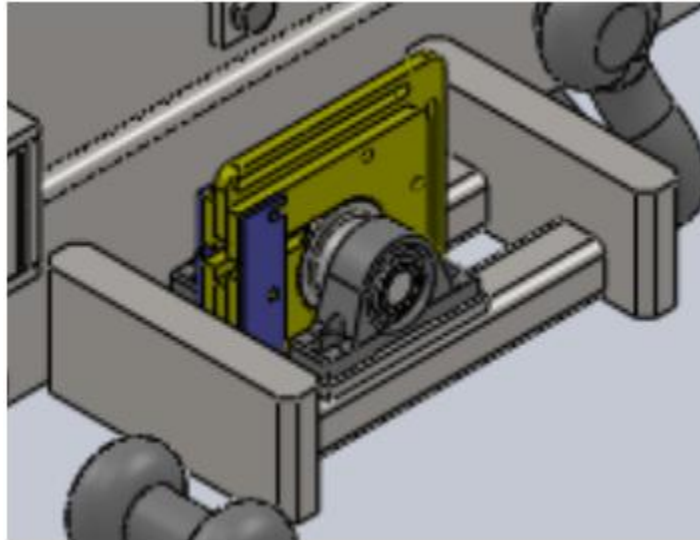


FIGURA 11.5.- Rodamientos de reenvío de cadena

Estructura de cuelgue de polipasto

Es una estructura fabricada en perfil tubular rectangular de 100 x 50 x 5 que va montada en un lateral del cuerpo del inmovilizador de giro.

En la parte superior cuelga el polipasto del sistema de replegado de pulpos, que tiene 2.000 kg de capacidad de carga máxima y dos velocidades de elevación y descenso.

En la parte inferior y a la misma altura que el reenvío de cadena del polipasto, monta el reenvío de cadena al interior (ver figura 11.6).



FIGURA 11.6.- Reenvío de cadena de polipasto hacia interior

Estructura soporte del cuadro eléctrico

Fabricada en perfil tubular rectangular de 100 x 50 x 5, va montada en el otro lateral del cuerpo del inmovilizador de giro.

Su función principal es aguantar el cuadro eléctrico para alimentación y control del sistema de replgado motorizado de pulpos. Adicionalmente sirve para equilibrar el conjunto del inmovilizador de giro.

Cuadro eléctrico

Es un cuadro de 400 x 400 x 210 mm que incorpora todo el sistema de alimentación eléctrica y protección del polipasto. Por uno de los laterales lleva montado el equipo receptor para el mando inalámbrico de control. En el otro lateral incorpora un conector base macho para llevar la alimentación eléctrica del puente grúa al equipo inmovilizador de giro.

En el Anexo 7 se han incluido los planos del sistema de cuelgue e inmovilizador de giro utilizado en el PDC de la CNJC.

11.2.3. Útil de manipulación de cestas

El útil de manipulación de cestas ha sido diseñado para:

- Manejar cestas tipo CE-2a y CE-2b vacías y colocarlas para ser llenadas en el FCG.

- Manejar el suplemento para cesta CE-2b.
- Manejar cestas tipo CE-2a y CE-2b llenas y colocarlas dentro de la estructura centradora bajo agua en la cavidad del reactor.

El útil está compuesto principalmente de un bastidor dotado de un sistema electroneumático de amarre de cesta, basado en un mecanismo de apertura/cierre de cuatro ganchos, uno por cada esquina de la cesta, que se actúa por medio de su correspondiente cuadro electroneumático (ver figura 11.7).



FIGURA 11.7.- Útil de manipulación de cestas

Además el bastidor dispone de cuatro orejetas en la parte superior para que pueda ser izado por la grúa Omega del Edificio de Contención (ver figura 11.8).

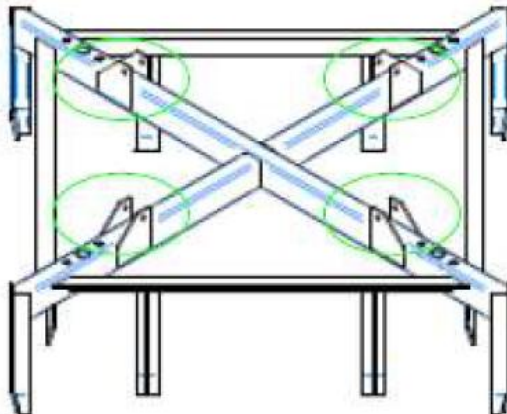


FIGURA 11.8.- Orejetas del útil de manipulación de cestas

En el Anexo 8 se han incluido los planos del útil de manipulación de cestas utilizado en el PDC de la CNJC.

11.2.4. Estructura de centrado de cesta bajo agua

Estructura de acero cuya misión es centrar y colocar correctamente la cesta cargada con residuos en el agua de la cavidad del reactor para que pueda ser recogida por la campana de blindaje para ser llevada al EAD a acondicionarla (ver figura 11.9).



FIGURA 11.9.- Estructura de centrado de cesta bajo agua

En el Anexo 9 se han incluido los planos de la estructura de centrado de cesta bajo agua utilizada en el PDC de la CNJC.

11.2.5. Estructura suplemento cesta CE-2b

Con el fin de ambos tipos de cesta (CE-2a y CE-2b) estén a la misma altura cuando vayan a ser recogidos por la campana, se dispone de un calzo para las cestas CE-2b cuya altura es la mitad de la de un CE-2a como se ha visto anteriormente (ver figura 11.10).

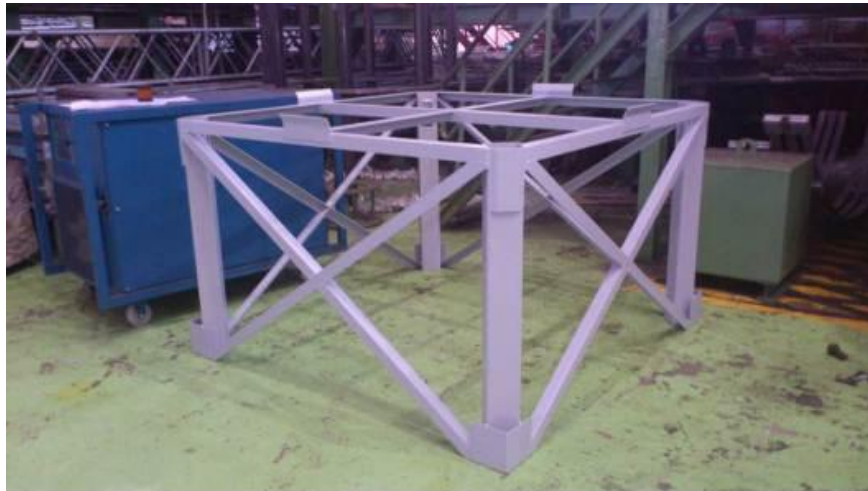


FIGURA 11.10.- Estructura suplemento cesta CE-2b

Este calzo se colocará dentro de la estructura soporte para de cestas y campana de blindaje bajo agua como puede apreciarse en la figura 11.11.

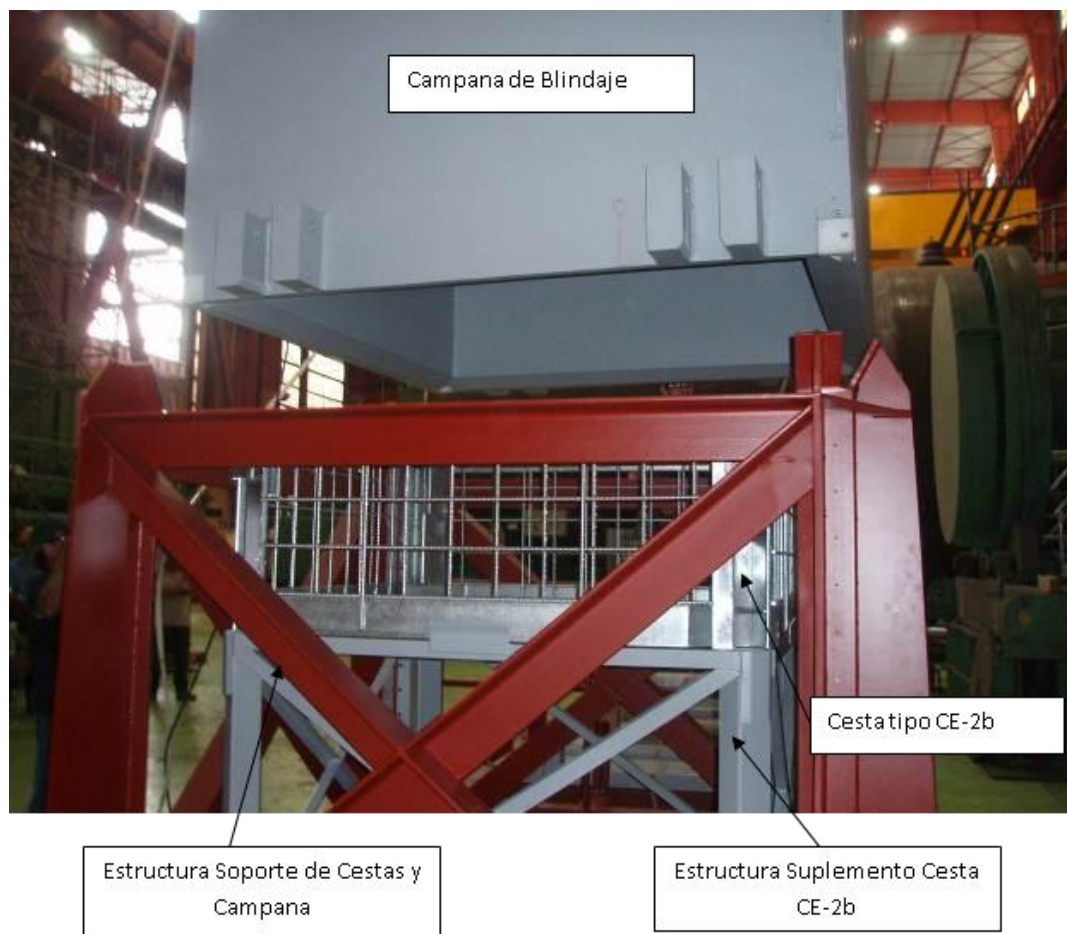


FIGURA 11.11.- Estructura suplemento cesta CE-2b montada en centrador

11.2.6. Campana

Por motivos ALARA, es indispensable el uso de blindajes adecuados para el traslado de los residuos segmentados desde el recinto de corte en el Edificio de Contención (piscina y cavidad del reactor) hasta el Edificio Auxiliar de Desmantelamiento (EAD), de tal forma que el personal asignado a dichas tareas reciba una dosis tan baja como sea razonadamente posible.

Para tal fin, se ha diseñado la campana de transferencia que permitirá blindar la cesta que contiene los residuos radiactivos en todo momento hasta su transferencia a un contenedor tipo CE-2.

Este elemento de blindaje, consistente en un cuerpo prismático hueco en su interior fabricado en acero S-355, será capaz de capturar la cesta sumergida en el agua de la piscina y de depositar dicha cesta en el interior del contenedor tipo CE-2 dispuesto para ello en el EAD (ver figura 11.12).

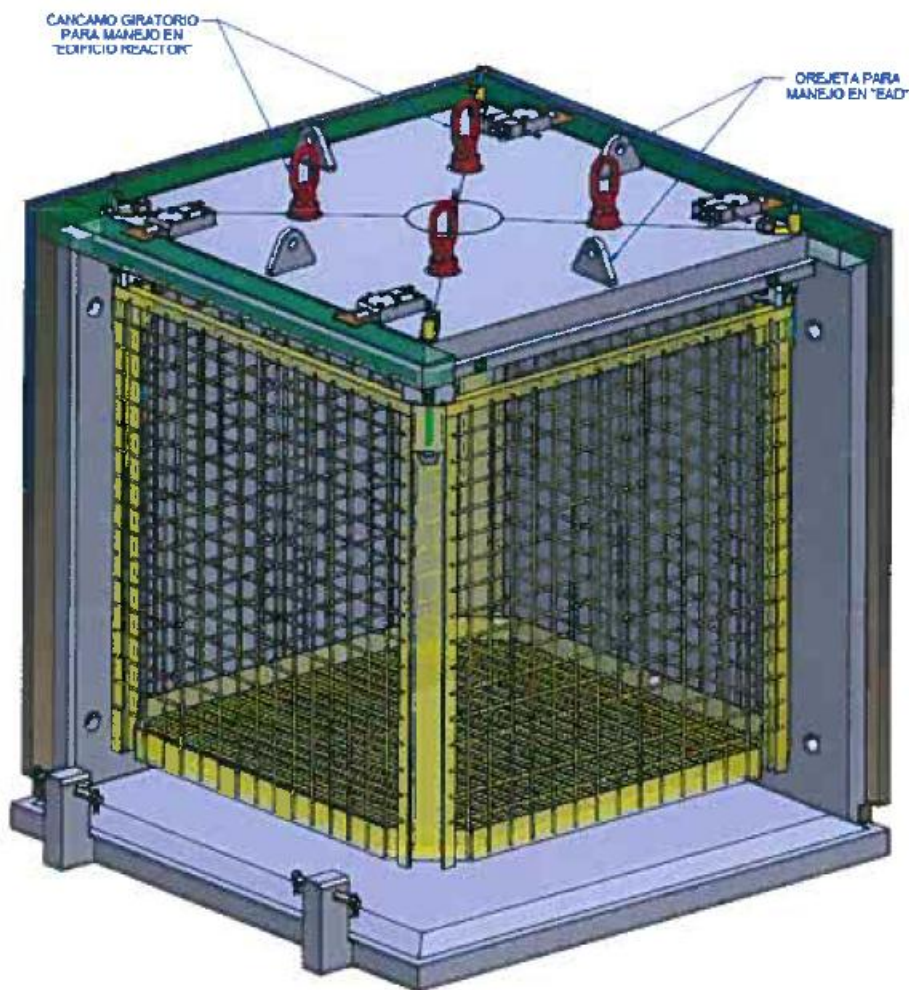


FIGURA 11.12.- Vista completa de la campana de blindaje con cesta

En el diseño de la campana se ha pretendido que, en la medida de lo posible, el traslado de la campana entre el Edificio de Contención y el EAD se produzca en condiciones de ausencia de contaminación exterior. Así, los elementos externos y sumergibles se han construido de forma que su cara exterior es fácilmente descontaminable, por lo que carecen de huecos y recovecos que puedan almacenar contaminación. En cuanto a los elementos interiores, la necesidad de descontaminación es menos importante.

La campana de blindaje está formada, principalmente, por tres componentes: techo deslizante, tapa inferior desmontable y faldones laterales.

Techo deslizante

La campana tiene un techo capaz de deslizarse por el interior de los faldones y salir por su parte inferior (ver figura 11.13). Dicho movimiento lo realiza siempre en las operaciones de enganche y desenganche de las cestas.

La función de este componente es permitir la introducción de la cesta en el contenedor tipo CE2 sin que ésta quede al aire en ningún momento.

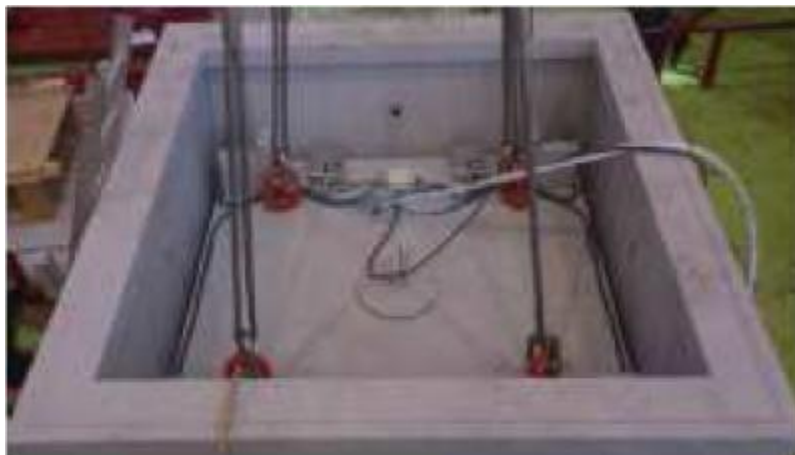


FIGURA 11.13.- Movimiento del techo deslizante

Este techo está dotado de un sistema electroneumático de amarre de cestas, basado en un mecanismo de apertura/cierre de 4 ganchos (ver figura 11.14), uno por cada esquina de la cesta, que se acciona por medio de su correspondiente cuadro electroneumático.

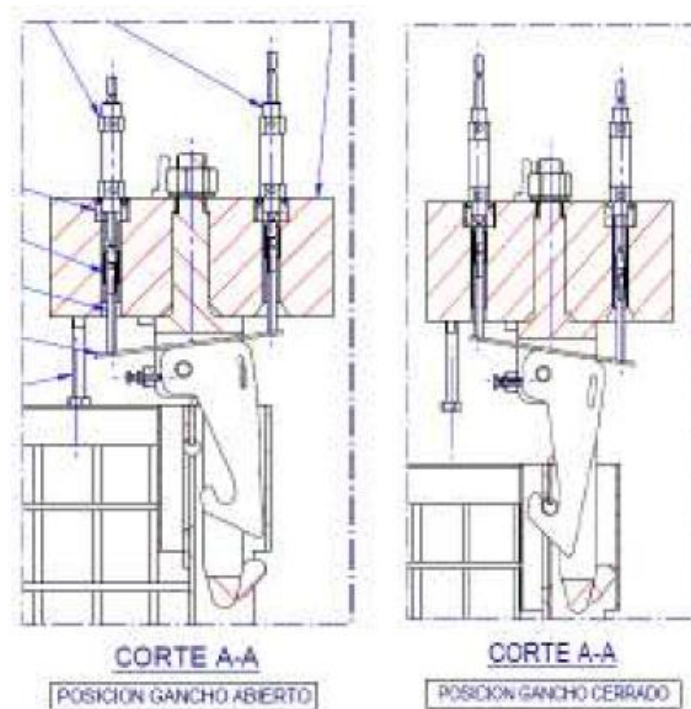


FIGURA 11.14.- Mecanismo de amarre de cesta

En la figura 11.15 puede apreciarse la interacción entre el techo deslizante de la campana y una cesta tipo CE-2b sin la presencia de los faldones laterales (dicha imagen pertenece a una prueba, nunca se operará de tal forma).



FIGURA 11.15.- Interacción techo deslizante-cesta

Tapa inferior desmontable

Es la base sobre la cual reposa la campana de blindaje. En función de la operación de la campana, ésta se acopla o desacopla del resto del conjunto.

El acoplamiento y desacoplamiento de la tapa inferior se realiza con los 4 bulones que bloquean tanto los tacos de los faldones laterales como el de la tapa (ver figura 11.16).



FIGURA 11.16.- Bulón de bloqueo de la tapa inferior desmontable

Faldones laterales

Son las cuatro paredes fijas de la campana de blindaje donde se bloquean tanto el techo deslizante como la tapa inferior desmontable y donde se alojan las cestas en su recogida y transporte.

Dispone de unos topes en su parte superior, de forma que se impide el paso del techo hacia arriba. Así, una vez que el techo alcanza este tope, “engancha” al faldón, produciéndose la elevación de todo el conjunto cesta-campana.

En el Anexo 10 se han incluido los planos de la campana de blindaje utilizada en el PDC de la CNJC.

11.2.7. Grúa del EAD

El antiguo carro de la actual grúa del EAD se sustituyó por uno nuevo que está compuesto por dos polipastos que, a su vez, disponen de dos ganchos cada uno (ver figuras 11.17 y 11.18). Esos ganchos se unen a una estructura, denominada de poleas, cuyo fin es mantener la horizontalidad de las cargas aunque éstas se encuentren descentradas. A dicha estructura de poleas se une permanentemente el útil de manejo de CE-2 o spreader que se describe en el apartado 11.1.8.

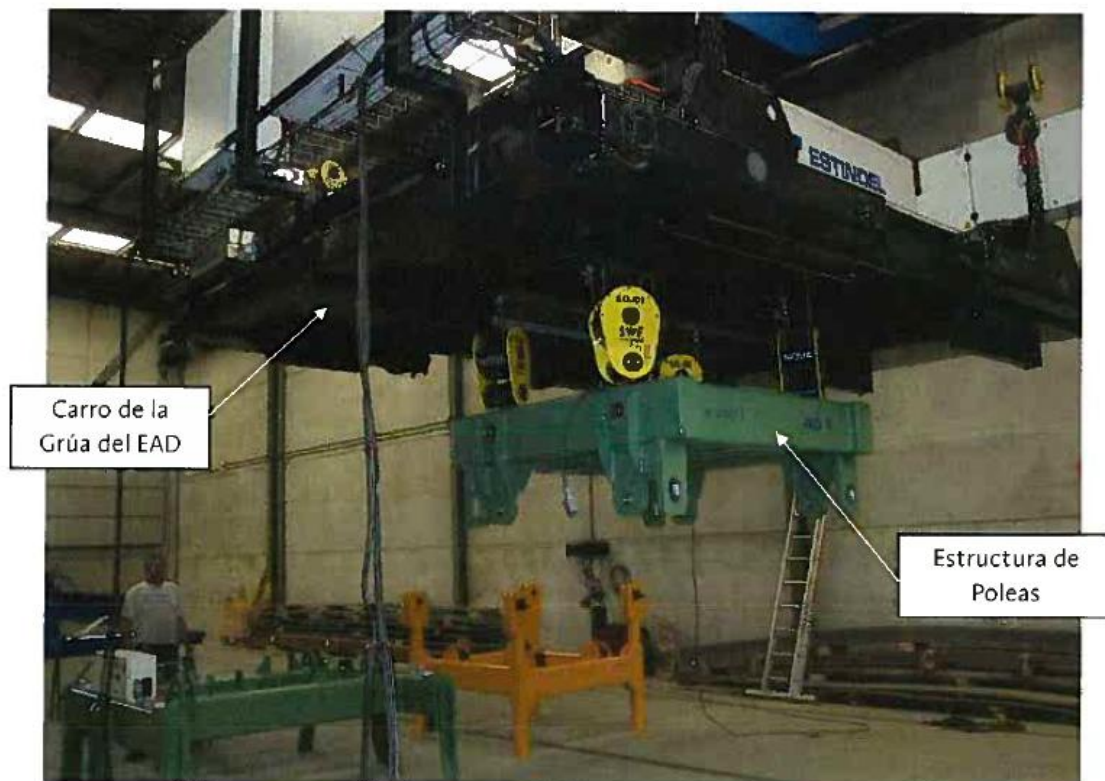


FIGURA 11.17.- Puente grúa durante una prueba

Dispone de una capacidad de elevación nominal de 40 toneladas y una luz entre ejes de raíles de 12,385 metros.

Todos los movimientos de la nueva grúa disponen de variadores de velocidad, incluso el movimiento de traslación del puente. Estos variadores proporcionan movimientos precisos y suaves, condición indispensable para llevar a cabo las operaciones necesarias para acondicionar una UA.



FIGURA 11.18.- Puente grúa montado en el EAD

Se dispone de detectores de posición en los tres ejes que informan en todo momento de la situación de la carga en la pantalla correspondiente del SCADA, de manera que se pueda operar a distancia desde dicho local.

También se dispone de sensores, alarmas y finales de carrera que aseguran, en los dos movimientos horizontales, la imposibilidad de que se produzca un choque con alguna de las paredes del Edificio Auxiliar de Desmantelamiento.

La máquina se compone de las siguientes partes:

- Vigas principales: las vigas principales donde están ubicados los rieles para el desplazamiento del carro.
- Kit de elevación: compuesto por los siguientes elementos.
 - Polipasto.
 - Carro donde va ubicado el polipasto y el mecanismo de dirección.
 - Armario eléctrico y líneas de alimentación del carro y la botonera.
 - Los dos testeros sobre los que se asientan las vigas principales, en los cuales se ubican los mecanismos de traslación.

En el Anexo 11 se han incluido los planos de la grúa utilizada en el Edificio Auxiliar de Desmantelamiento del PDC de la CNJC.

11.2.8. Spreader

El spreader es el útil diseñado para la sujeción y manipulación de los contenedores tipo CE-2 en cualquier etapa del proceso (contenedores vacíos, llenos, con y sin tapa) en el EAD, de manera que es uno de los elementos clave en dicho proceso de acondicionamiento (ver figura 11.19).



FIGURA 11.19.- Spreader en el movimiento de un CE-2a

Además, el spreader se utiliza también para manejar el útil de izado de campana, manipular las losas que cubren el almacén temporal de CE-2a y CE-2b y para el movimiento de cualquier otra carga que requiera de su uso en el EAD.

El spreader del PDC de la CNJC está permanentemente unido al puente grúa del EAD a través del útil de poleas, al que queda fijo, de manera que no sea necesario su desmontaje para el movimiento de otro tipo de cargas.

Básicamente está compuesto por un bastidor metálico en el cual se incorpora, en cada una de sus cuatro esquinas, un interruptor de posición para detectar la presencia del contenedor y un cerrojo responsable de enganchar y desenganchar el perno correspondiente a dicho contenedor (ver figura 11.20).



FIGURA 11.20.- Spreader

Ambos componentes, interruptores de posición y cerrojos, están dotados de señales luminosas, con el fin de visualizar su estado en todo momento (ver figura 11.21). Estas señales luminosas pueden verse en el cuadro eléctrico del spreader, en las balizas que se han incorporado en cada una de las cuatro esquinas del útil y en la baliza montada sobre el carro del puente grúa del EAD.

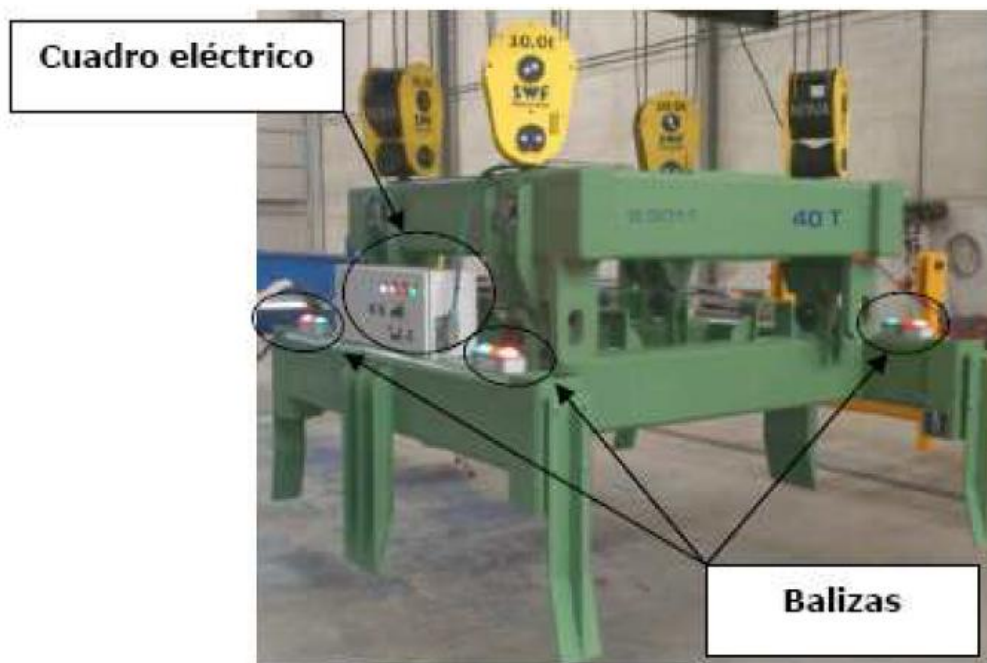


FIGURA 11.21.- Señales luminosas de spreader

Interruptores de posición

El spreader dispone en cada una de sus cuatro esquinas un interruptor de posición. Estos interruptores tienen dos posiciones:

- Posición 1: indica que el spreader no está apoyado sobre el contenedor (ver figura 11.22.a).
- Posición 2: indica que el spreader sí está apoyado sobre el contenedor (ver figura 11.22.b).

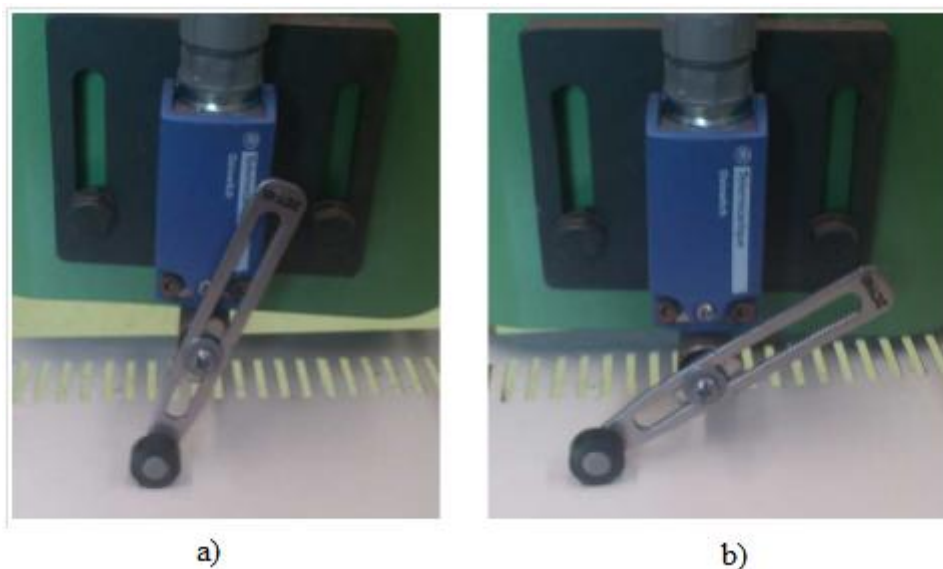


FIGURA 11.22.- Interruptor de posición de spreader

La posición de cada interruptor está representada en todo momento por su correspondiente baliza. De esta manera, cuando un interruptor se encuentre en la posición 1 el piloto rojo de su correspondiente baliza no estará iluminado y cuando se encuentre en posición 2 se iluminará.

Cuando los cuatro interruptores se encuentren en posición 2, y por consiguiente se iluminen los pilotos rojos de “posicionado” en las cuatro balizas, se iluminará también el piloto rojo del cuadro eléctrico y de la baliza del carro del puente grúa.

Estos cuatro interruptores de posición tienen además una función adicional de seguridad ya que están cableados de tal forma que, cuando se encuentran en posición 1, sea imposible actuar los cerrojos y por tanto enganchar o desenganchar. Esta situación se da, entre otras, cuando el contenedor está suspendido en el aire.

Cerrojos de enganche/desenganche

Al igual que con los interruptores de posición, el spreader dispone en cada una de sus cuatro esquinas de un cerrojo para el enganche y/o desenganche de contenedores (ver figura 11.23).



FIGURA 11.23.- Cerrojo del spreader

Estos cerrojos están actuados por unos motores eléctricos (ver figura 11.24) que, además, llevan unos finales de carrera que marcan el inicio y el fin del recorrido de dicho cerrojo (ver figura 11.25).

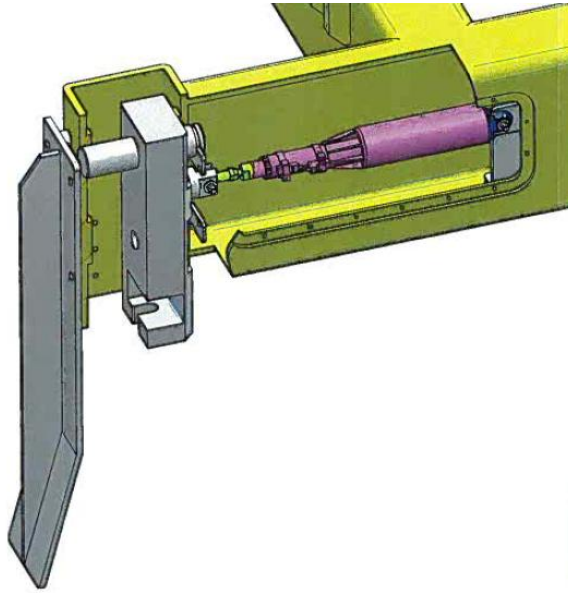


FIGURA 11.24.- Motor que acciona los cerrojos del spreader



FIGURA 11.25.- Finales de carrera cerrojos del spreader

Los cerrojos se pueden accionar de forma manual, directamente en el cuadro eléctrico, o por control remoto, pero en ambos casos debe cumplirse que los cuatro interruptores estén en situación de “posicionado”.

Cuadro eléctrico

El spreader se puede operar por control remoto utilizando la botonera del puente grúa del EAD y/o desde la sala de control o de forma local utilizando el cuadro eléctrico del propio útil (ver figura 11.26).



FIGURA 11.26.- Cuadro eléctrico ubicado sobre el spreader

El cuadro incluye los siguientes mandos:

- Selector de tensión: permite seleccionar el “encendido/apagado” del cuadro.
- Selector de tres posiciones: “local/0/remoto”. Desde este panel se selecciona la forma de operar, siendo el 0 la opción que desactiva la actuación del equipo sin quitar tensión al cuadro eléctrico.
- Pulsadores para enganchar y liberar: son los responsables de la actuación de los motores eléctricos de los cerrojos que enganchan y liberan los pernos del contenedor en modo local.

Además, el cuadro eléctrico incluye las siguientes señales luminosas (ver figura 11.27):

- Iluminación del piloto blanco: señala tensión en el cuadro eléctrico.
- Iluminación del piloto rojo: señala que los cuatro interruptores de posición se encuentran en posición 2, es decir, que el útil está apoyado sobre el contenedor y que la maniobra de apertura o cierre de los cerrojos se permite.
- Iluminación del piloto naranja: señala la posición de “enganchado” de los cuatro cerrojos y se enciende cuando las cuatro balizas (una por cada cerrojo) naranjas están encendidas.
- Iluminación del piloto verde: señala la posición de “liberado” de los cuatro cerrojos y se enciende cuando las cuatro balizas (una por cada cerrojo) verdes están encendidas.



FIGURA 11.27.- Señales luminosas del cuadro eléctrico

En el Anexo 12 se han incluido los planos del spreader utilizado en el PDC de la CNJC.

11.2.9. Carretones

El Plan de Desmantelamiento y Clausura de la Central Nuclear José Cabrera cuenta con dos carretones operativos y un carretón de repuesto (ver figuras 11.28 y 11.29).



FIGURA 11.28.- Carretón (I)



FIGURA 11.29.- Carretón (II)

El carretón 1 traslada la campana, con la cesta de manejo de residuos en su interior, desde el Edificio de Contención hasta el túnel de transferencia en el EAD. En dicho carro se sitúan los centradores de la campana.

El carretón 2 se utiliza para el traslado interno de los contenedores CE-2 dentro del EAD. Este carretón monta, adicionalmente, la estructura soporte en la cual se apoya la campana de blindaje, de manera que durante la transferencia de cesta, el CE-2 no pueda resultar dañado.

Cada uno de estos carretones se desplaza sobre raíles y posee una capacidad de carga nominal de 45 toneladas. La luz entre los ejes de los raíles es de 2.300 mm y las dimensiones de la plataforma son 2500 x 2500 mm.

La máquina se compone de las siguientes partes:

- Las vigas principales donde está ubicada la plataforma para la carga.
- El armario eléctrico con la botonera de mando y su manguera.
- Los dos testeros sobre los que se asientan las vigas principales, en los cuales se ubican los mecanismos de traslación.
- El enrollador de cable eléctrico (ver figura 11.30).



FIGURA 11.30.- Enrollador de cable del carretón

11.2.10. Estructura soporte de campana

La estructura soporte de la campana de transferencia con pesaje inalámbrico que va montada sobre el carretón es un equipo que tiene las siguientes funciones:

- Soportar la campana mientras se hace la transferencia de la cesta al interior del contenedor CE-2 transmitiendo el peso directamente al carro. De esta manera, se evita que la campana grave sobre el contenedor sin interferir en los procesos de manipulación de dicho contenedor.
- Centrar el contenedor en el carretón, así como la estructura de calzo para los contenedores CE-2b.
- Pesar los contenedores CE-2 y su contenido en todas las fases del acondicionamiento.

Debido a que la campana es menor que el contenedor, se han integrado en la campana unos tacones volados en las dos caras paralelas a los carriles del carro para que se alineen con la dimensión mayor del hueco de equipos del Edificio de Contención.

Estos tacones sobresalen de la dimensión del CE-2 de forma que sea posible asentar la campana sobre la estructura.

El suministro completo de la estructura soporte de la campana se compone de los siguientes elementos:

Estructura soporte de la campana

Es una estructura formada por perfil tubular rectangular (ver figura 11.31). Tiene forma de cajón y va montada sobre el carretón sujeta mediante tornillos.

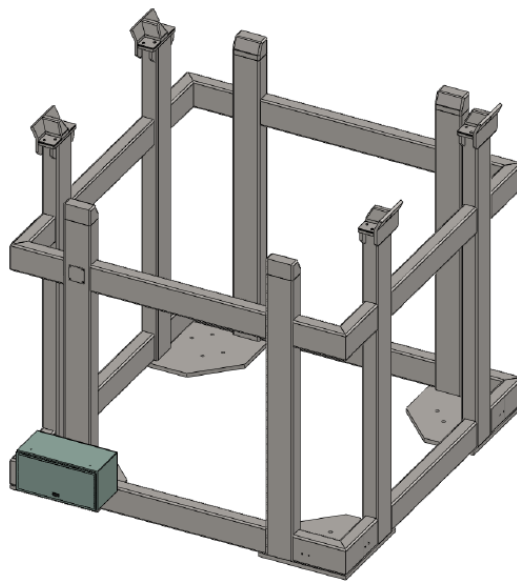


FIGURA 11.31.- Estructura soporte de la campana

La estructura está formada por ocho columnas de perfil 200 x 120 x 6 mm. En la parte superior de las columnas se encuentran los guidores del contenedor CE-2 (ver figura 11.32) y el guiado y apoyo de los tacones volados de la campana (ver figura 11.33). Estos tacones se pueden nivelar aumentando o disminuyendo las chapas de nivelación que están en las caras de asiento.

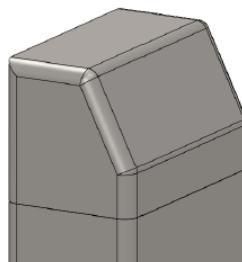


FIGURA 11.32.- Guiador del contenedor CE-2

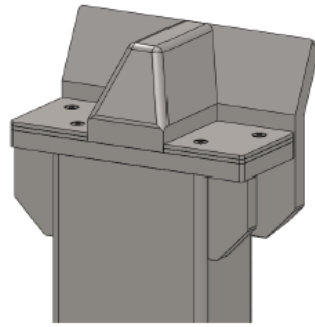


FIGURA 11.33.- Guiador y apoyo tacones de campana

Dichas columnas están arriostradas entre ellas por dos líneas de perfiles estructurales de 200 x 100 x 6 mm. La primera línea de atado se encuentra a ras de suelo, mientras que la segunda se sitúa a 1.845 mm del nivel inferior.

Estructura de pesaje

Es una estructura en forma de cruz formada por perfiles tubulares de 200 x 100 x 6 mm arriostrada por perfil cuadrado de 80 x 5 mm (ver figura 11.34). Lleva montadas cuatro células de pesaje que permitirán pesar el contenedor CE-2 y su contenido en todas las fases del proceso de acondicionado.

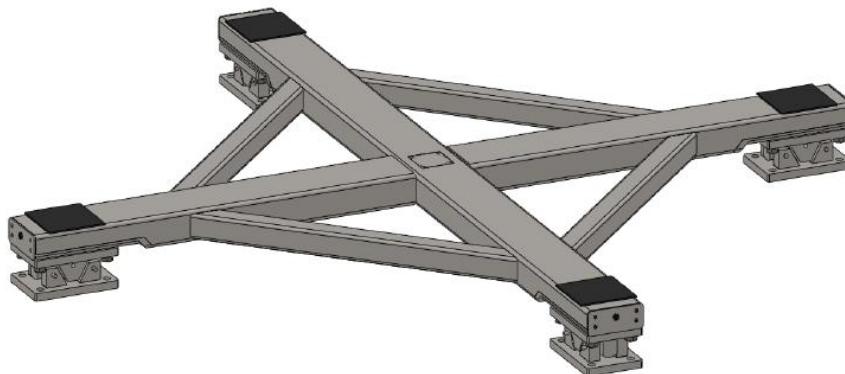


FIGURA 11.34.- Estructura de pesaje

Esta estructura va atornillada en el interior de la estructura soporte de la campana como puede apreciarse en la figura 11.35.

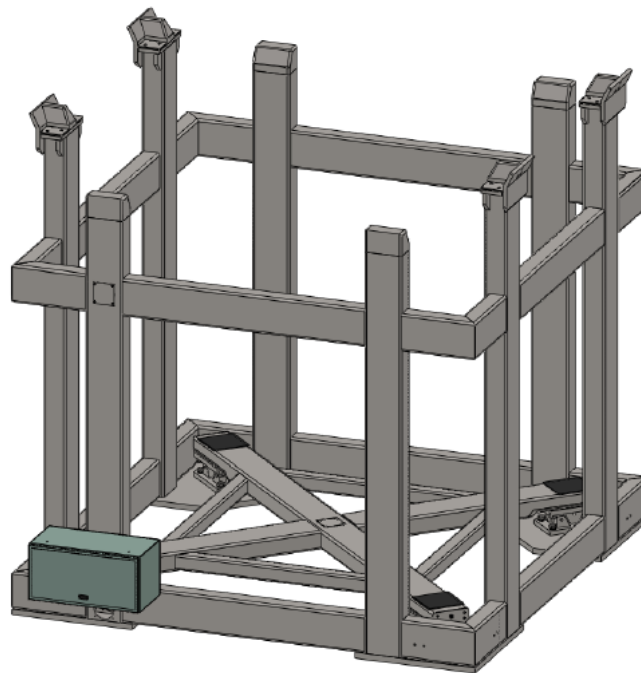


FIGURA 11.35.- Estructura de pesaje montada en estructura soporte

Sistema de pesaje

El sistema de pesaje está compuesto por cuatro células montadas en la estructura de pesaje. Su referencia es AW 313/10000 y tienen una capacidad de carga máxima de 10.000 kg cada una (ver figuras 11.36 y 11.37).

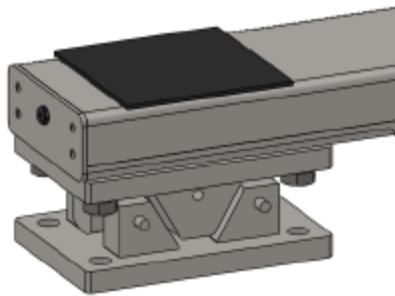


FIGURA 11.36.- Célula de pesaje (I)



FIGURA 11.37.- Célula de pesaje (II)

Adicionalmente a las células, la estructura soporte de la campana lleva montado un cuadro eléctrico para alimentación eléctrica del sistema de pesaje (ver figura 11.38). En su interior monta el indicador digital de pesaje con conexión Ethernet modelo UWT600/1E. Como alimentación eléctrica necesita 220 Vac, que se obtiene del propio carro donde se monta la estructura.



FIGURA 11.38.- Cuadro eléctrico del sistema de pesaje

En los perfiles de arriostramiento de la estructura soporte de la campana hay montado un indicador digital modelo F2-6N-S4-ANI-0-0-R-DC-2-0 (ver figura 11.39). El indicador de pesaje se comunica con el PC central del sistema SCADA inalámbricamente a través de señal WIFI.



FIGURA 11.39.- Display digital del sistema de pesaje

En el Anexo 13 se han incluido los planos de la estructura soporte de campana utilizada en el PDC de la CNJC.

11.2.11. Suplemento CE-2b

Con el fin de que la parte superior de ambos tipos de contenedor (CE-2a y CE-2b) esté a la misma altura cuando vayan a ser transferidas las cestas a su interior, se dispone de un calzo para los contenedores CE-2b cuya altura es la mitad de la de un CE-2a como se ha visto anteriormente.

El calzo para CE-2b (ver figura 11.40) es una estructura metálica fabricada en perfil tubular estructural. Las crucetas principales son de perfil 200 x 100 x 6 mm, mientras que los perfiles de atado son de forma cuadrada de tamaño 100 x 5 mm.



FIGURA 11.40.- Calzo contenedor CE-2b

Este calzo se colocará dentro de la estructura soporte para la campana de blindaje como puede apreciarse en la figura 11.41. En la cara interior lleva montado cuatro cáncamos abatibles para facilitar su cogida e introducción dentro de dicha estructura.

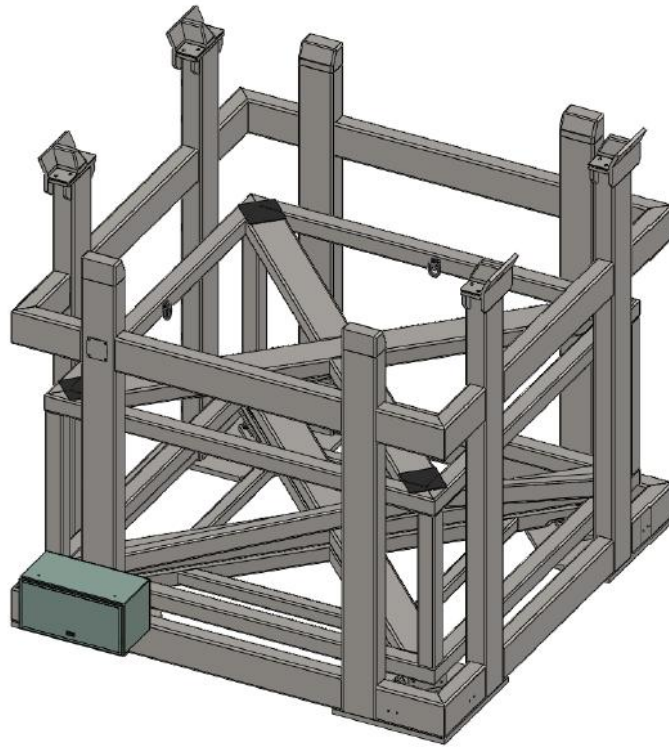


FIGURA 11.41.- Calzo contenedor CE-2b montado en estructura soporte de campana

En el Anexo 14 se han incluido los planos del suplemento CE-2b utilizado en el PDC de la CNJC.

11.2.12. Útil de izado de tapa

El útil de izado de tapas sirve, como su nombre indica, para quitar la tapa del contenedor CE-2a o CE-2b y mantenerla sujeta hasta que el contador, una vez lleno con la cesta de material del desmantelamiento y bloqueado con mortero, vuelva a taparse antes de realizar su sellado final.

Dicho equipo está compuesto por los siguientes elementos:

- **Bastión superior:** chapón de acero en forma de estrella (ver figura 11.42). Estructuralmente soporta a los arpones de cogida y sirve de elemento de cuelgue a través de los cuatro cáncamos que lleva montado.

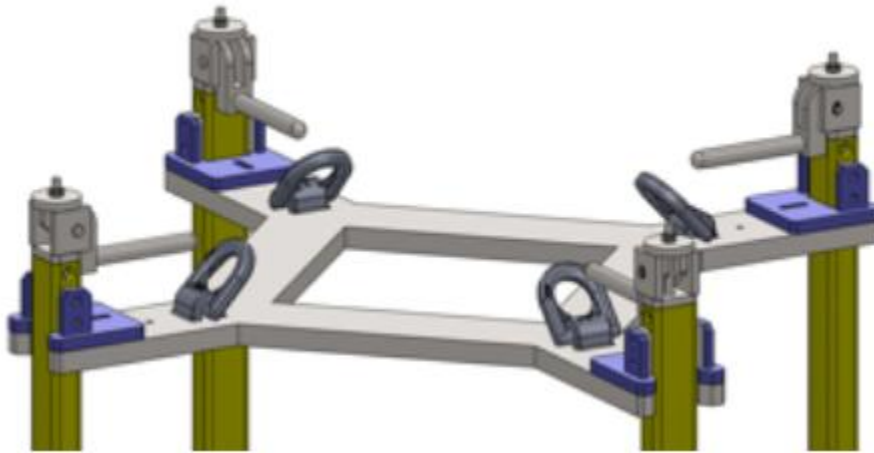


FIGURA 11.42.- Bastidor superior del útil de manipulación de tapas

- **Bastión inferior:** chapón de acero en forma de estrella (ver figura 11.43). Sirve para sujetar los arpones en su parte inferior y como apoyo del útil en la tapa del contenedor. A su vez, permite una cierta libertad de movimiento de los arpones para facilitar la cogida de la tapa.

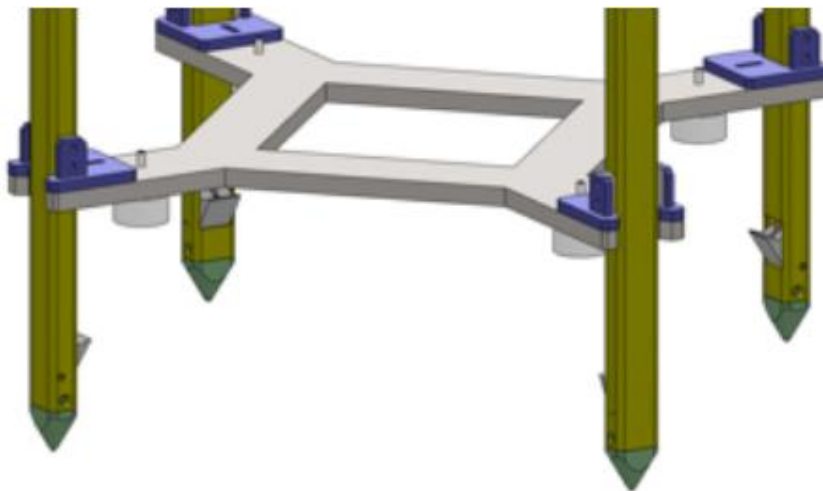


FIGURA 11.43.- Bastidor inferior del útil de manipulación de tapas

- **Arpones de cogida:** perfil estructura hueco rectangular con una longitud de 5894 mm. En su parte superior monta el mecanismo de accionamiento manual de las uñas. En su parte inferior aparte de la uña de cogida, posee una punta centradora que facilita la entrada de la pinza por los huecos de cogida de la tapa del contenedor.
- **Pulpo de cadenas:** elemento que sirve para coger el útil de izado de tapas con el polipasto (ver figura 11.44). Está formado por cuatro ramales de cadena de 500

mm de longitud total y carga máxima autorizada de 2000 kg con gancho automático de seguridad.



FIGURA 11.44.- Pulpo de cadenas del útil de manipulación de tapas

- **Polipasto:** polipasto de cadena de dos velocidades, 2000 kg de capacidad de carga y 5 m de longitud de cadena (ver figura 11.45).



FIGURA 11.45.- Polipasto del útil de manipulación de tapas

Previamente al funcionamiento del equipo es necesario regular la apertura de los arpones (operación que se realiza al inicio o en su puesta en marcha). Para ello, se deben aflojar los tornillos de cogida de los arpones a los bastidores y desplazar los arpones hasta la posición deseada utilizando una cinta métrica. Cuando los arpones estén en su posición, se reapretarán los tornillos quedando fijada su posición.

Para destapar el contenedor se bajará el útil accionando la botonera del polipasto o el mando correspondiente en el sistema SCADA. El inicio del movimiento de bajada se realizará inicialmente a velocidad rápida hasta que los arpones estén cerca de entrar en los agujeros de la tapa, momento en el que se deberá pasar a velocidad lenta.

Cuando los cuatro arpones se vayan introduciendo por los cuatro agujeros de la tapa del contenedor (figura 11.46.a), la uña se retraerá sola al interactuar con la varilla de cuelgue (figura 11.46.b), volviendo a la posición de enganche cuando la uña descienda a la cota de apoyo (inferior a la cota de la varilla de cuelgue) quedando de este modo, pinza y tapa enganchadas (figura 11.46.c).

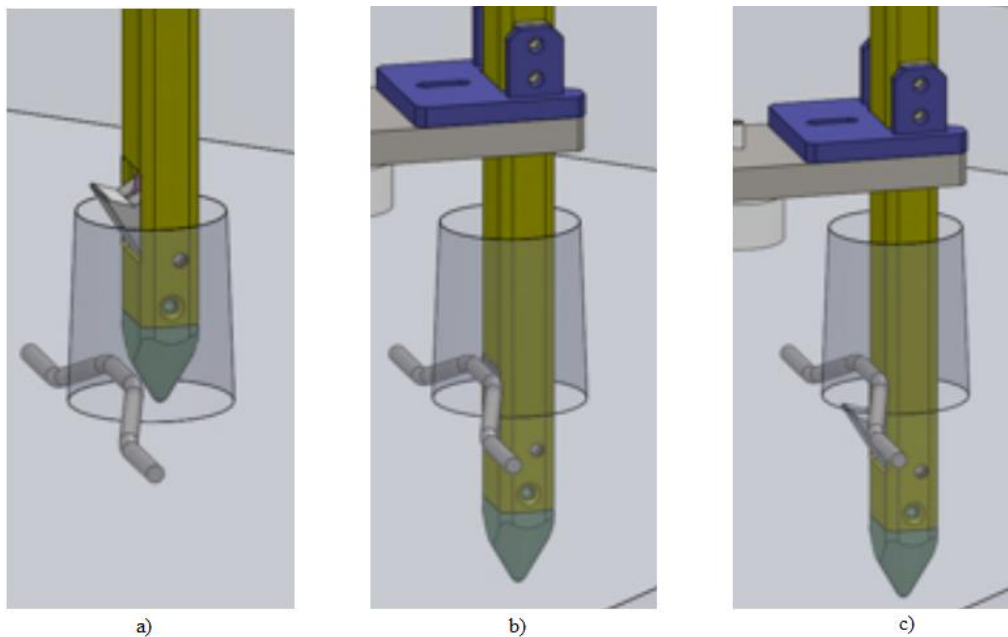


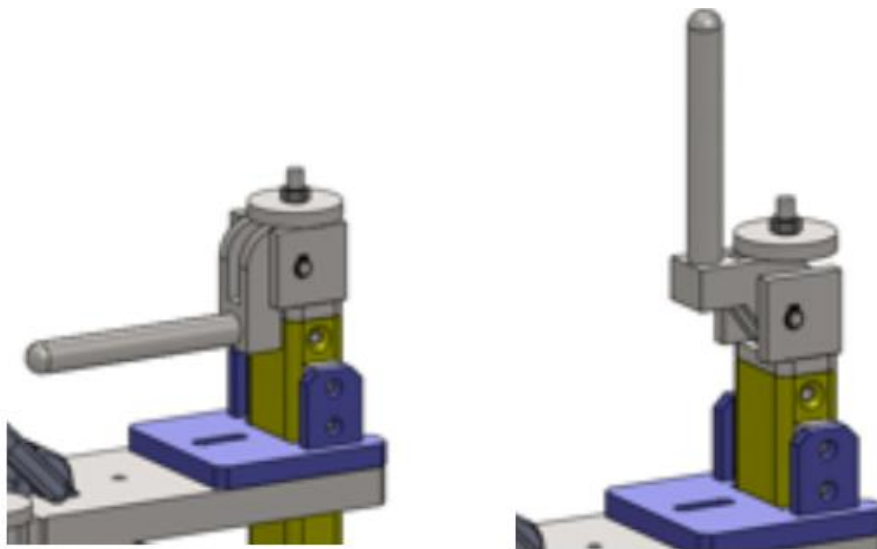
FIGURA 11.46.- Proceso de enganche de tapa

El retorno de la varilla a la posición de reposo indicará al operador que las uñas ya están en posición de cuelgue. En caso de no apreciar este movimiento, el operador tendrá la certeza de que la tapa está cogida cuando vea el destensado del pulpo de cadena, parando de inmediato el descenso del equipo.

Una vez enganchada la tapa, se podrá izar y bajar según convenga accionando el polipasto de cogida del útil. El izado del útil con la tapa del contenedor se realizará siempre a velocidad lenta.

Para proceder al tapado del contenedor, se bajará la pinza accionando el polipasto hasta la cota de apoyo correcto (cuando se produce el destensado de la cadena). La velocidad de bajada podrá ser rápida hasta aproximar la tapa al contenedor, mientras que la colocación de la tapa se deberá hacer siempre en velocidad lenta.

La retracción de la uña se hará levantando la palanca de manipulación hasta su posición vertical, posición en la que se quedará gracias a un equilibrio estable (ver figura 11.47).



Manivela en posición de enganche

Manivela en posición retraída



Uña en posición de enganche

Uña en posición retraída

FIGURA 11.47.- Posiciones durante operación de útil de izado de tapa

Una vez que las cuatro palancas estén en posición vertical se podrá levantar el útil, a velocidad lenta, dejando la tapa sobre el contenedor. Cuando el arpón ha pasado la cota de la tapa, el operador podrá colocar las palancas en posición horizontal y accionar la velocidad rápida de subida. El equipo se parará cuando se accione el final de carrera de posición elevada.

En el Anexo 15 se han incluido los planos del útil de izado de tapa de CE-2 utilizado en el PDC de la CNJC.

11.2.13. Útil de izado de campana

El útil de izado de campana (ver figura 11.48), como su propio nombre indica, sirve para elevar la campana de blindaje y realizar la transferencia de la cesta de desmantelamiento desde la campana al contenedor tipo CE-2.

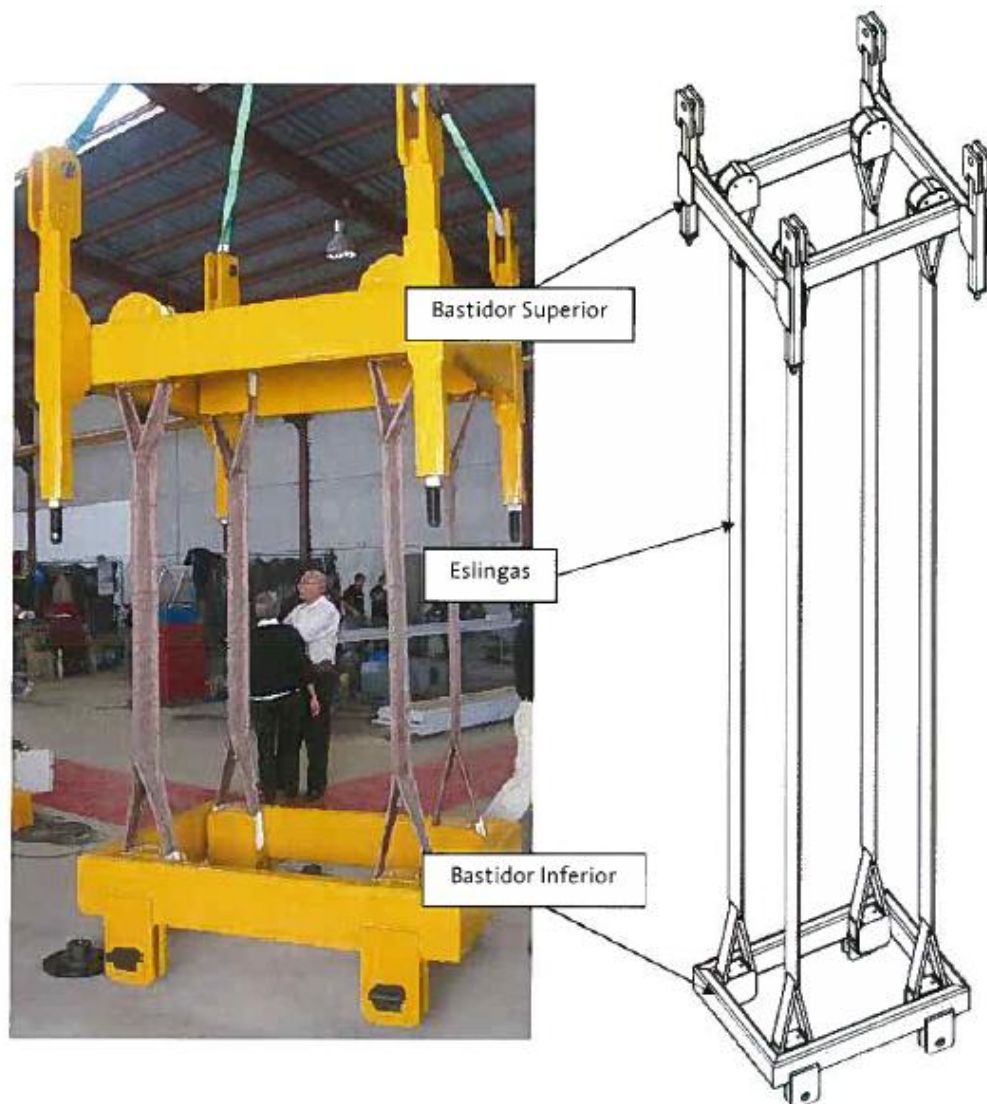


FIGURA 11.48.- Útil de izado de campana

En el diseño del útil de izado de campana se han seguido las siguientes directrices:

- En la posición de reposo, el útil estará elevado a la cota correspondiente para recibir la campana trasladada por el carro de transporte. Esta cota está condicionada por la cota mínima que debe alcanzarse para dejar la cesta sobre el fondo del contenedor.
- El útil se acoplará manualmente al puente grúa del EAD desde la cota superior y a la campana de transferencia desde la cota inferior.
- El útil atravesará los forjados hasta llegar a la cota de acceso del puente grúa del EAD.

Para la elevación se aprovechará el servicio del puente grúa del EAD. El bastidor del útil de izado se enganchará en el bastidor de poleas del puente, no siendo necesario el desenganche del spreader, pues no hay interferencia entre ambos equipos.

Cuando no se esté usando el útil de izado de campana, éste permanecerá en la posición de reposo. En esta posición, el bastidor superior estará asentado sobre el forjado superior apoyado en las cazoletas de centrado, pudiendo estar cogido o no al bastidor de poleas del puente grúa. El bastidor inferior permanecerá colgado en la posición de recepción de la campana.

El equipo está compuesto por los siguientes elementos:

Bastidor superior

Está formado por un marco de perfil tubular estructural rectangular de 250 x 100 x 10 mm (ver figura 11.49). En cada esquina del marco monta las patas de apoyo y cuelgue de perfil cuadrado estructural de 100 x 10 mm.



FIGURA 11.49.- Bastidor superior del útil de izado de campana

El útil monta en la parte superior de cada pata las orejetas de cuelgue con la pasteca del puente grúa del EAD (ver figura 11.50). En la parte inferior de las patas está el sistema de centrado y regulación de altura de las patas (ver figura 11.51).

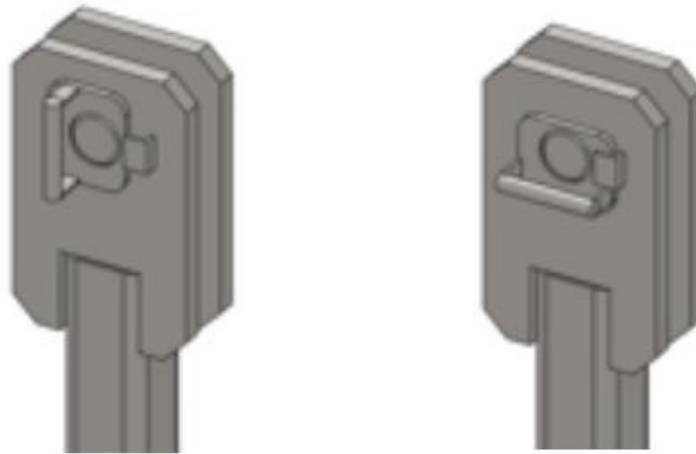


FIGURA 11.50.- Orejeta de cuelgue



FIGURA 11.51.- Sistema de centrado y regulación altura patas

Los bulones de cogida de la orejeta de cuelgue con la pasteca montan un sistema de fijación que impide su desenganche cuando está en uso. Para bloquear el eje habrá que girarlo manualmente 90° después de acoplarlo (ver figura 11.52).

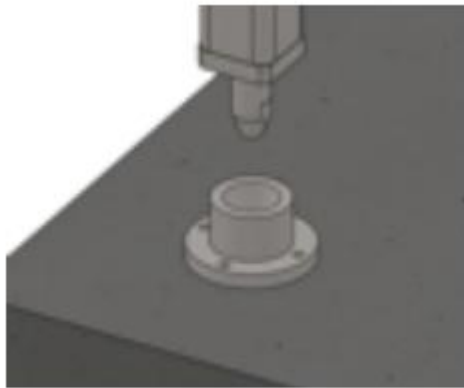


Eje de cogida en posición de enganche

Eje de cogida en posición fija

FIGURA 11.52.- Posiciones del enganche del útil de izado de campana

En el suelo del forjado en la cota 614 del EAD se montan, en la vertical de cada pata del bastidor superior, cuatro cazoletas que sirven de centrado y apoyo del bastidor cuando el útil esté en reposo o sin operatividad (ver figura 11.53).



Cazoleta de centrado bastidor superior



Bastidor superior apoyado

FIGURA 11.53.- Apoyo en reposo del útil de izado de campana

El asiento del bastidor sobre las cazoletas se realiza por medio de unas puntas roscadas que permiten la regulación de la altura de asiento del bastidor.

En la parte interna del marco principal están montados los sistemas de cuelgue de las eslingas (ver figura 11.54). Estos sistemas incorporan un sistema de regulación de longitud de las eslingas y los protectores antidesbordamiento.

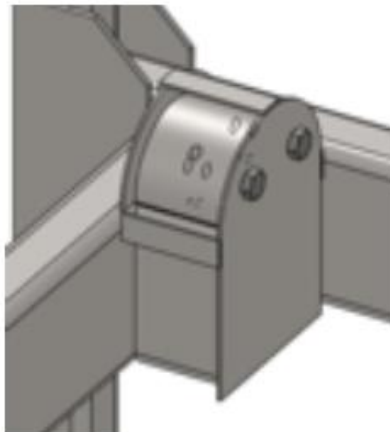


FIGURA 11.54.- Sistema de cuelgue de las eslingas

Para regular la altura de las eslingas es necesario quitar la media luna del sistema de regulación, galguitar lo suficiente para conseguir la altura deseada y volver a colocar la media luna.

Protectores de las eslingas

Está formado por unas guías fabricadas en chapa de acero montadas en los pasos de eslingas en los forjados del EAD (ver figura 11.55). Su función es guiar las eslingas y protegerlas de los roces con el forjado.



FIGURA 11.55.- Protector de eslinga

Bastidor inferior

Al igual que el bastidor superior, está formado por un marco de perfil tubular estructural rectangular de 250 x 100 x 10 mm (ver figura 11.56).



FIGURA 11.56.- Bastidor inferior del útil de izado de campana

En el perfil, en las esquinas, el bastidor inferior monta las orejetas de cuelgue de la campana (ver figura 11.57). El sistema de montaje y fijación del eje de cogida es similar al del bastidor superior con el bastidor de poleas del puente grúa del EAD.

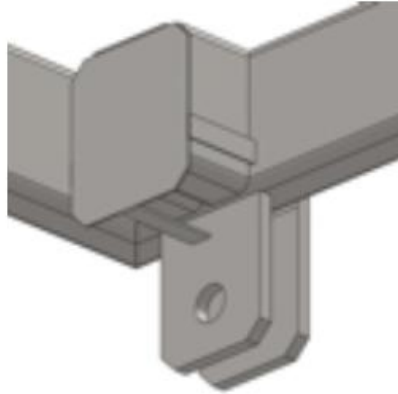


FIGURA 11.57.- Sistema de cuelgue de la campana

En el interior del marco lleva montado los sistemas de cuelgue de las eslingas y sus protectores antidesbordamiento. Este sistema difiere del utilizado en el bastidor superior ya que carece de media luna y de sistema de regulación de altura. Está formado por un perfil soldado de 250 x 250 x 10 mm. En este perfil monta el sistema antidesbordamiento.

Eslingas de cuelgue

Cuatro eslingas de poliéster planas de banda cuádruple de 12.000 kg de carga máxima cada una, con una longitud total de 8.470 mm útiles, con gangas reforzadas y replegadas de 870 mm cada una.

En el Anexo 16 se han incluido los planos del útil de izado de campana utilizado en el PDC de la CNJC.

11.2.14. Planta de fabricación de mortero

La planta de hormigonado del EAD (ver figura 11.58) tiene la función de fabricar primero y bombear después los morteros de bloqueo y de sellado en el contenedor tipo CE-2 que se esté acondicionando.



FIGURA 11.58.- Vista general de la planta de hormigonado

El sistema de fabricación y adición de mortero de la planta de hormigonado consta de los elementos representados en la figura 11.59 y descritos a continuación.

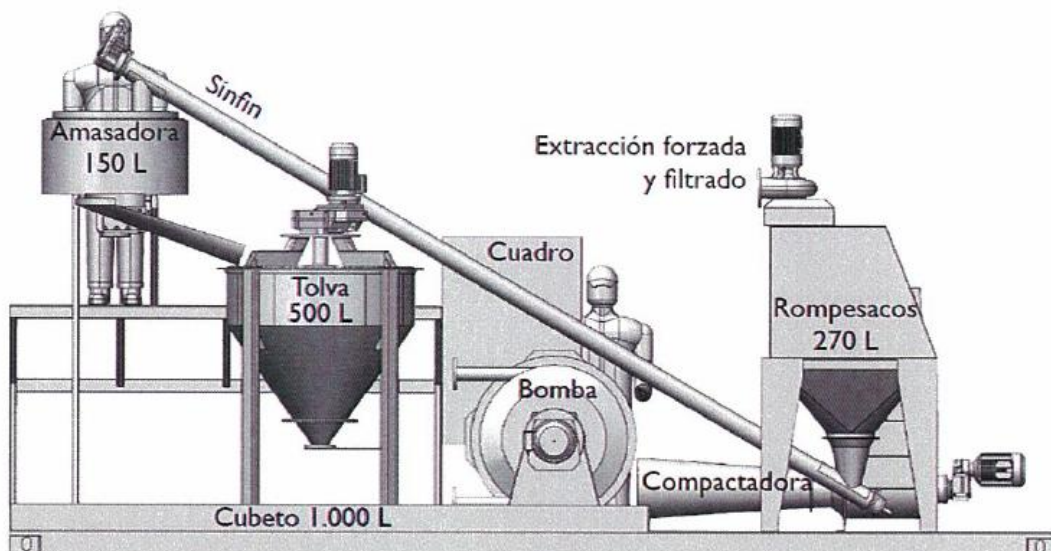


FIGURA 11.59.- Elementos de la planta de hormigonado

Puesto de vaciado de sacos

El puesto de vaciado de sacos cuenta con las siguientes características y elementos auxiliares:

- Mesa de trabajo de altura ergonómica con plano de apoyo horizontal de rejilla integrada en tolva de recepción de graneles de 270 litros.
- Campana de aspiración de polvo con filtros de cartuchos circulares de 12 m² de superficie filtrante y 520 mm de altura, con tejido filtrante sintético y puerta de acceso compensada.
- Extractor aspirador de polvo con descarga al recinto del aire filtrado con 0,75 kW de potencia.
- Apertura lateral para compactador de sacos.
- Sensor micro-contacto en puerta.
- Colector compactador de sacos vacíos de alimentación manual con una reducción de volumen del orden del 50%, fabricado en acero al carbono y protegido mediante pintura. Accionado con un motor de 2,2 kw. El diámetro de la espiral es de 280 mm y el del compactador de 480 mm (ver figura 11.60).



FIGURA 11.60.- Compactador de sacos vacíos

La tolva de recepción de graneles dispone de una brida circular de forma y dimensiones adecuadas para su conexión con el transportador.

El puesto de vaciado de sacos (ver figura 11.61) está diseñado de forma ergonómica y con las protecciones medioambientales necesarias para la protección de la salud de los operarios y el mantenimiento adecuado del medio circundante.



FIGURA 11.61.- Puesto de vaciado de sacos

Sinfín de elevación del mortero

El transportador de graneles o tornillo sinfín de elevación del mortero (ver figura 11.62) es estanco, específico para pulverulentos y granulares, con bocas de carga y descarga y anclajes para su fijación y transporte.

La función del sinfín del PDC de la CNJC es trasladar el mortero desde el puesto de vaciado de sacos hasta la amasadora.

La capacidad de transporte es del orden de $1,5 \text{ m}^3/\text{h}$ para productos de una densidad aparente de hasta 1 ó 1,3 e inclinación máxima del transportador de 45° . Tiene una potencia de 1,5 kW y 91 rpm. El diámetro externo es de 114 mm y el diámetro de la

hélice de 90 mm con un eje de 42 mm. La boca de carga tiene un diámetro de 219 mm con brida para poder adaptarse al rompesacos. Por otro lado, la boca de descarga circular tiene un diámetro de 114 mm.



FIGURA 11.62.- Sinfín de elevación de mortero

Útil de izado y volcado de bidones

Adicionalmente al uso del puesto de vaciado de sacos y el sinfín de elevación de mortero, la planta de hormigonado del EAD cuenta con una alternativa para hacer llegar el mortero seco a la amasadora.

Dicha alternativa es el uso de un útil de izado y volcado de bidones de 220 l rellenos previamente de mortero seco (ver figura 11.63). Compuesto por un polipasto y la estructura de vuelco, ofrece otra posibilidad para que, según sean las circunstancias de la recepción del mortero, se use una u otra.



FIGURA 11.63.- Útil de izado y volcado de bidones

Dado que este útil debe de manipularse por encima de la amasadora y que ésta se encuentra elevada sobre el resto de la planta de hormigonado (para poder descargar por gravedad en la cuba de mezcla) se ha instalado un conjunto de barandillas sobre los muros de blindaje de los huecos de ventilación y bajo el polipasto, para asegurar la integridad de los trabajadores que operen el útil.

Amasadora

Este equipo está diseñado para mezclas predosificadas en seco y funciona por lotes predeterminados de múltiplos de 15 ó 25 kg según se amase hormigón ligero o mortero. Posee una capacidad total de 150 litros de tongada (ver figura 11.64).



FIGURA 11.64.- Amasadora

La mezcladora es de eje vertical, accionamiento eléctrico y funcionamiento por amasadas. Su capacidad de producción mínima es de $1 \text{ m}^3/\text{h}$ de mortero húmedo, aunque su velocidad de amasado es regulable. Incluye compuertas para la carga (de mortero seco ligero, de mortero seco tipo Cabril y de agua) que permanecerán cerradas durante el tiempo de mezcla y que se abrirán para la descarga del material. Integra un sistema dosificador de agua que también lo hará por lotes en igual número que el de material seco. El volumen de cada serie de lotes podrá ajustarse a las necesidades y requisitos del producto final requerido.

La descarga del mortero se realiza mediante una teja que puede girar de modo que si se está fabricando mortero tipo Cabril la amasadora vierta el material en la tolva de mezcla húmeda y si es mortero ligero descargue directamente en la canaleta desviadora de vertido (ver figura 11.65).



FIGURA 11.65.- Teja de descarga de la amasadora

El interior de la amasadora es de fácil acceso y su limpieza manual se realizará con la mínima cantidad de agua posible.

La descarga del material seco se hará con los medios necesarios para evitar la dispersión de polvo pudiendo optarse por una campana de aspiración o campana estanca. En cualquier caso no obstaculizará las operaciones de limpieza.

Cuba o tolva de mezcla húmeda

La finalidad de la cuba de mezcla húmeda es ir acumulando y homogeneizando las amasadas de mortero u hormigón ligero, fabricadas por el equipo correspondiente hasta completar un lote de bombeo.

La cuba tiene forma cónica y una capacidad mínima útil de 1 m^3 de mezcla. La inclinación de la generatriz del cono es la adecuada para garantizar un vaciado completo de la cuba (ver figura 11.66).



FIGURA 11.66.- Tolva de mezcla húmeda

Integra un agitador-rascador de tipo áncora, para disminuir las adherencias de mezcla húmeda minimizando el agua necesaria para el lavado. La velocidad de giro de dicho agitador-rascador es del orden de 14 rpm, en función de la geometría y de las dimensiones de la cuba cumpliendo la doble misión de homogeneizar y rascar las paredes interiores agotando el material de la cuba. Su extremo inferior está diseñado de forma que evita la formación de bóvedas en la boca de salida (ver figura 11.67).



FIGURA 11.67.- Extremo inferior de la tolva

La cuba es atmosférica y abierta totalmente en su parte superior para facilitar el acceso para limpieza y conecta directamente con la bomba peristáltica mediante mangueras y uniones rápidas.

Bomba peristáltica

La bomba peristáltica para realizar el bombeo del mortero tipo Cabril (ver figura 11.68) es de la marca Bredel, modelo SPX65, idéntica a los equipos de bombeo de mortero instalados en el C.A. El Cabril.



FIGURA 11.68.- Bomba peristáltica

Está equipada con un tacómetro para el cálculo del caudal impulsado. La bomba aspira de la cuba de producto húmedo y descarga a las tuberías de bombeo.

Las conexiones a dichas tuberías de bombeo de mortero y a la descarga de la cuba se realizan mediante tramos de manguera flexible reforzada con acoplamientos mediante bridas de cierre rápido tipo SK, que permiten un rápido manejo.

Las características de la bomba peristáltica utilizada son las siguientes:

- Caudal: entre 3000 y 12.000 litros por hora.
- Velocidad: 23 rpm a 50 Hz.
- Presión de descarga: < 7,5 Bar.
- Potencia/revoluciones motor: 7,5 kW / 1.450 rpm a 50 Hz.
- Tipo de reductor: engranajes.

Canaleta desviadora del vertido

Mientras que el mortero tipo Cabril es bombeado, el mortero ligero es enviado por gravedad por una canaleta de una pendiente del 10% directamente al contenedor (ver figura 11.69). Opcionalmente el mortero tipo Cabril a emplear en el proceso de bloqueo se podrá adicionar por gravedad a través de la canaleta indicada.



FIGURA 11.69.- Canaleta desviadora del vertido

Cuadro eléctrico de control

El cuadro eléctrico de mando, protecciones y automatismos de la planta de hormigonado permite el control total de los sistemas de fabricación y bombeo del PDC de la CNJC. Además, integra los siguientes enclavamientos que aseguran el correcto funcionamiento del proceso:

- No se puede acceder al plano de vaciado de sacos sin que esté funcionando el extractor de polvo.
- El tornillo sinfín no funciona mientras esté funcionando la amasadora o mientras la boca de descarga esté abierta. No obstante, la amasadora sí podrá ponerse en funcionamiento cuando el sinfín está en marcha.

Líneas de agua

Desde la toma de agua de servicios del sistema partirán las siguientes derivaciones en tubo de acero al carbono o manguera flexible:

- Una alimentación al dosificador de agua.
- Dos alimentaciones a mangueras de limpieza.

La derivación al dosificador de agua cuenta con una válvula manual de ajuste de caudal y descarga por gravedad en la mezcladora.

Las conexiones de entrada de agua y de la descarga son flexibles para permitir desplazamientos.

11.2.15. Lanza de inyección

El sistema de inyección de mortero (ver figura 11.70) tiene la misión de acoplar la conducción de inyección de mortero de sellado a una de las cuatro bocas de la tapa del contenedor CE-2 para que se pueda proceder al sellado del mismo.



FIGURA 11.70.- Lanza de inyección

Su funcionamiento consiste en el descenso motorizado de la lanza de inyección hasta acoplar con la boca de la tapa del contenedor. Una vez inyectado el mortero de sellado se dará la orden de desacoplado para volver a la posición de inyector elevado.

El mando del equipo se puede realizar desde la sala de control del EAD o desde el cuadro local, para ello habrá que colocar el selector S2.1 en la posición que se desee. El proceso de funcionamiento es idéntico en los dos modos.

El equipo de inyección está compuesto por los siguientes elementos:

Inyector

Tiene la misión de acoplar la conducción de inyección de mortero de sellado a una de las cuatro bocas de la tapa del contenedor para que se pueda proceder al sellado del mismo. Tiene una sección de 2 ½" y está compuesto de los siguientes elementos:

- **Alimentación:** primer tramo del inyector (ver figura 11.71). Es una curva de 90° fabricada en acero inoxidable de tubería de 2 ½" Schedule 40S. A través de un acoplamiento rápido para transporte de hormigón se une a la línea flexible de transporte del mortero. Por el otro extremo se une al tramo de fijación del inyector a través de una brida DIN.



FIGURA 11.71.- Tramo de alimentación del inyector

- **Fijación:** tramo recto de acero inoxidable de igual diámetro que la curva de alimentación (ver figura 11.72). Se une por la parte superior con el tramo de alimentación de mortero y por la parte inferior con la lanza flexible. Ambos extremos están unidos con bridas DIN. A su vez, en la parte central lleva soldadas dos placas taladradas para unir el inyector al carro de desplazamiento.

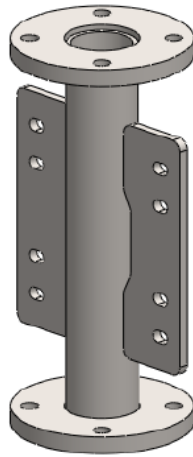


FIGURA 11.72.- Tramo de fijación del inyector

- **Lanza flexible:** tramo recto fabricado en manguera diseñada especialmente para el transporte de mortero húmedo y reforzada con doble capa de malla metálica para aguantar esfuerzos verticales (ver figura 11.73). Se une al tramo de fijación a través de una brida DIN. Por el otro extremo lleva montado, a través de una brida, el terminal inyector o boca de inyección.

La lanza flexible permite absorber las pequeñas desalineaciones que pueda tener el inyector con el agujero de la tapa del contenedor y, al mismo tiempo, permite aguantar el esfuerzo vertical para realizar un acoplamiento lo más firme posible con la tapa del CE-2. En el tramo recto lleva una arandela loca deslizante que permite reducir el agujero del forjado cuando se inyecta.



FIGURA 11.73.- Lanza flexible del inyector

- **Terminal inyector:** extremo de la lanza flexible que permite acoplar el inyector al agujero de la tapa del contenedor (ver figura 11.74). Está formado por un extremo en forma de tronco de cono invertido soldado a una brida que lleva una arandela de goma para el asiento sobre la tapa. Se une mediante tornillos a la brida de unión de la lanza flexible.

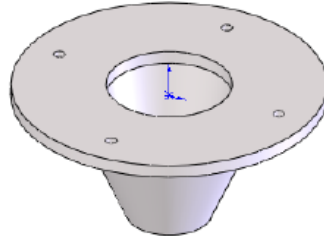


FIGURA 11.74.- Terminal del inyector

Carro de desplazamiento

Es una estructura paralelepípedica fabricada en chapa de acero (ver figura 11.75). En su interior aloja el lastre para ejercer la presión necesaria en el terminal del inyector con la tapa del contenedor. Este lastre es ajustable y como máximo tendrá un peso de 500 kg.

El sistema de guiado permite el desplazamiento vertical del inyector y está formado por cuatro rodamientos combinados montados en los laterales. En la parte superior tiene dos orejetas de cogida al polipasto de elevación. En la parte frontal monta el suplemento de sujeción del inyector.

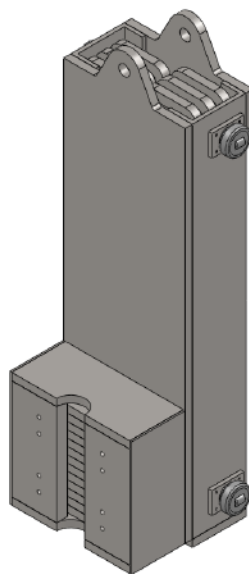


FIGURA 11.75.- Carro de desplazamiento del sistema de inyección

Guías

Bastidor formado con perfiles verticales guía tipo WINKEL arriostrados en los extremos (ver figura 11.76). En la parte superior monta una viga tipo IPN donde se cuelga el polipasto de elevación. El extremo inferior se arriostra con una placa atornillada. En el lado exterior de los perfiles verticales se montan los soportes de la bancada de fijación. Para absorber los esfuerzos verticales de la bancada superior y descargar el esfuerzo cortante de los tornillos de cogida, los perfiles guía llevan soldados dos topes de acero.

En esta estructura se alojan todos los finales de carrera eléctricos de posicionado del inyector

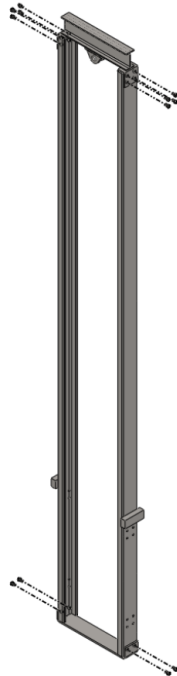


FIGURA 11.76.- Guías del sistema de inyección

Motorización

La motorización del equipo de inyección es un polipasto de cadena comercial de una velocidad y 1000 kg de carga máxima.

Bancada de fijación

La bancada de fijación está formada por dos soportes. El superior absorbe los esfuerzos verticales del inyector y se ancla al suelo del cubículo (ver figura 11.77.a). El soporte inferior absorbe los esfuerzos laterales y se monta sobre la pared del foso (ver

figura 11.77.b). Estos soportes están formados estructuralmente por dos vigas horizontales de perfil UPN arriostrados por el extremo con placas metálicas. Se anclan al suelo y a la pared con anclajes HILTI.

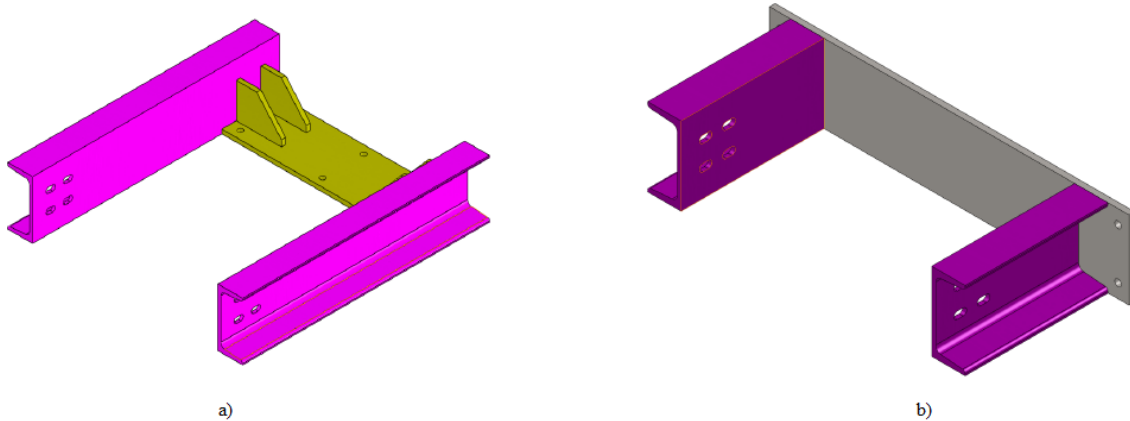


FIGURA 11.77.- Soportes del sistema de inyección

Finales de carrera de posición

El sistema de inyección de mortero lleva montados tres finales de carrera de posición y un final de carrera de cadena del polipasto destensada. Estos finales de carrera son:

- **Final de carrera de posición inyector arriba:** este final indica que el inyector está en su posición más elevada (posición de reposo).
- **Final de carrera inyector en posición de inyección:** este final indica que el inyector está a la altura adecuada para inyectar.
- **Final de sobrecarrera inyector abajo:** este final se activará cuando el inyector haya llegado a su máxima posición inferior e indicará que no hay un contenedor con tapa en la posición de hormigonado.
- **Final de carrera de cadena destensada:** este sensor indica cuándo el inyector está apoyado y cuando no.

En el Anexo 17 se han incluido los planos de la lanza de inyección utilizada en el PDC de la CNJC.

11.2.10. Sistema de control

El local de operación o sala de control del EAD (ver figura 11.78) centraliza las señales necesarias para garantizar la seguridad y el buen funcionamiento de los elementos descritos anteriormente y que tienen como objetivo el acondicionamiento de las cestas de manejo de residuos dentro de los contenedores CE-2 para su traslado al Centro de Almacenamiento en El Cabril.



FIGURA 11.78.- Sala de control del EAD

Dicho local dispone de un sistema centralizado de visión por cámaras de video que incluye las siguientes posiciones:

- **Cámaras fijas WIFI de spreader:** dos cámaras WIFI, situadas en dos esquinas opuestas del spreader para el control vertical del posicionado del spreader sobre el contenedor CE-2 (ver figura 11.79).



FIGURA 11.79.- Cámara fija de spreader

- **Cámara DOMO WIFI de puente grúa:** una cámara DOMO (orientable con zoom) y tipo WIFI, situada en el extremo oeste del puente grúa para vigilar las maniobras desde esa altura (ver figura 11.80).



FIGURA 11.80.- Cámara DOMO

- **Cámaras DOMO cableadas en almacén:** dos cámaras DOMO (orientables con zoom) en la zona Oeste del almacén, sobre la zona del túnel de transferencia, para control de posicionamiento de elementos en el almacén.

- **Cámaras fijas en túnel de transferencia:**

- CF1 – Pasillo y puerta P3.
- CF2 – Pasillo y puerta P2.
- CF3 – Pasillo y puerta P4.
- CF4 – Pasillo y puerta P3.
- CF5 – Pasillo y puerta equipos.
- CF6 – Pasillo y puerta P4.
- CF7 – Esclusa sala de control.

- **Cámaras DOMO en túnel de transferencia:**

- CD1 – Destapado de CE-2, acoplamiento de campana y transferencia de cesta.
- CD2 – Cenital para transferencia de cesta. Se desplaza a una esquina de la vertical de transferencia. En la cara opuesta a sala de control.
- CD3 – Inyección de mortero de bloqueo y de sellado.
- CD4 – Acceso de los CE-2 por el hueco del almacén de contenedores.

En la figura 11.81 se representa la posición y orientación de todas las cámaras descritas anteriormente:

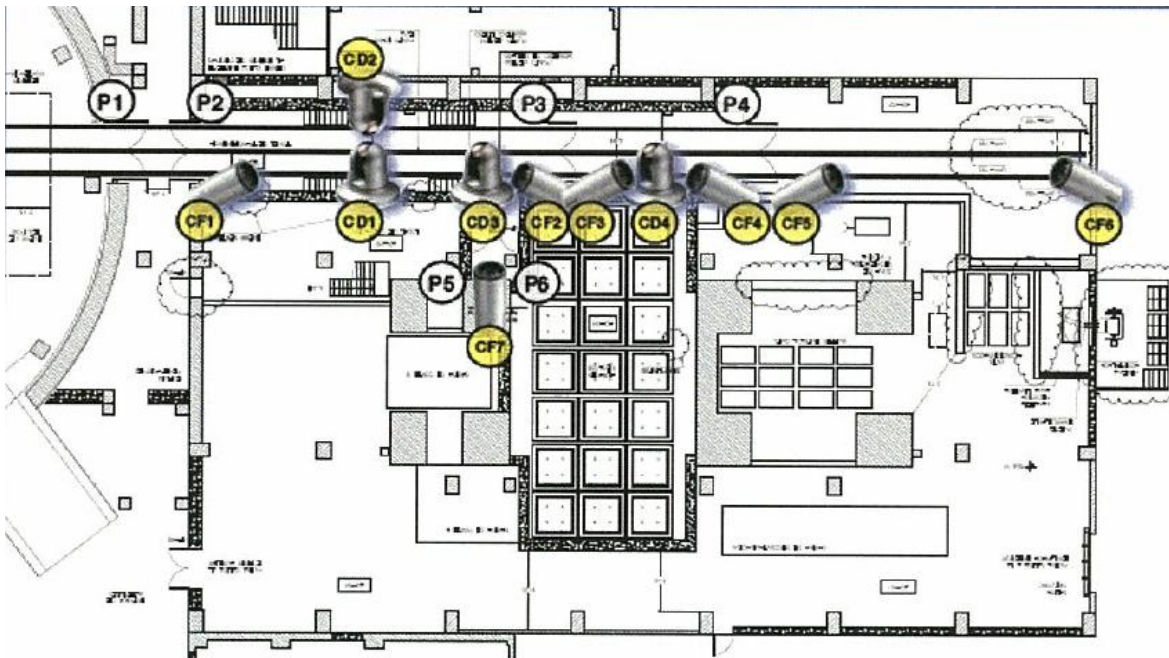


FIGURA 11.81.- Orientación de cámaras del EAD

En las figuras 11.82 y 11.83 se muestran las dos pantallas de los ordenadores desde los que se maneja el sistema centralizado de visión por cámaras del EAD. La pantalla de la figura 11.82 es donde se selecciona la cámara o cámaras que se desean visionar en la pantalla representada en la figura 11.83, donde se encuentran los mandos de giro y zoom de las cámaras DOMO, la selección del número de cámaras que se quieren visionar, etc.

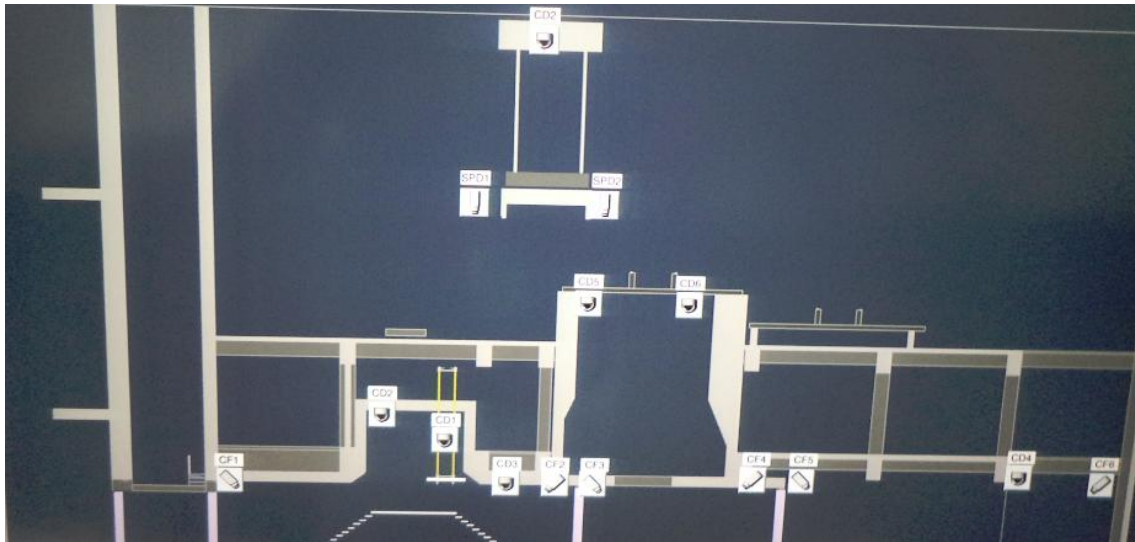


FIGURA 11.82.- Pantalla de selección de cámaras



FIGURA 11.83.- Pantalla de visionado de cámaras

Desde el local de operaciones se puede actuar, mediante control remoto, sobre los siguientes elementos:

- Carretones.
- Grúa del EAD.
- Spreader de manejo de contenedores CE-2.
- Puerta de acceso desde el túnel de transferencia al almacén.
- Lanza de inyección de mortero.
- Polipasto de izado de tapa CE-2.
- Bomba de inyección de mortero.

Además, en el local se dispondrá de un SCADA que permitirá motorizar las actuaciones de los distintos elementos (ver figura 11.84).

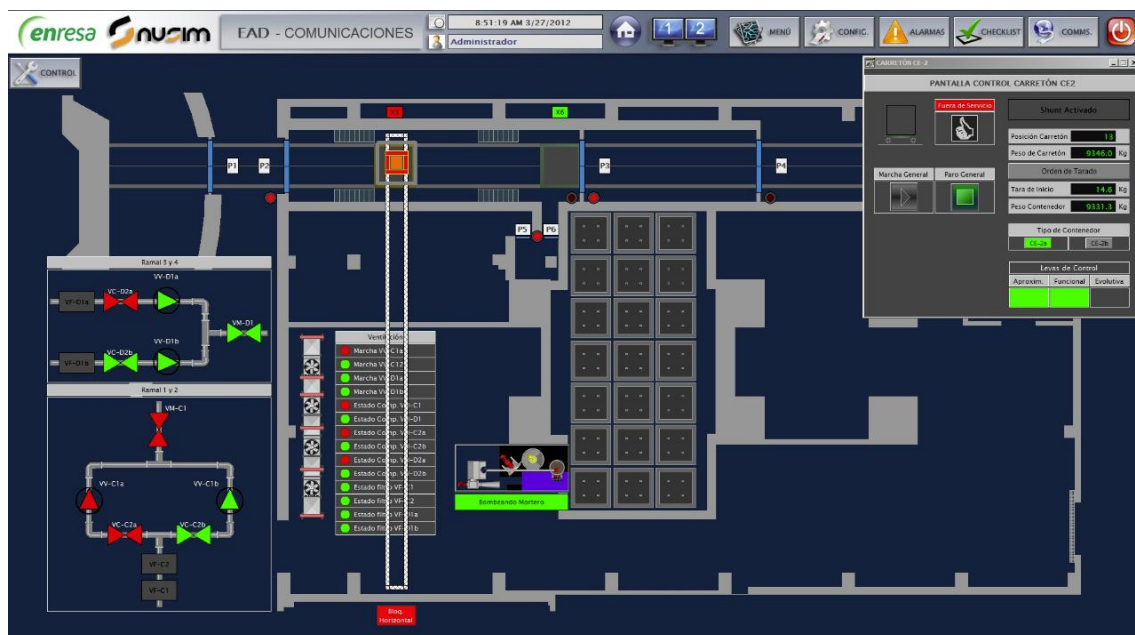


FIGURA 11.84.- Vista en planta SCADA

SCADA, acrónimo de Supervisory Control And Data Acquisition (Supervisión, Control y Adquisición de Datos) es un software para ordenadores que permite controlar y supervisar procesos industriales a distancia. Facilita la retroalimentación en tiempo real con los dispositivos de campo (sensores y actuadores), controlando el proceso automáticamente. Provee de toda la información que se genera en el proceso productivo y permite su gestión e intervención.

El SCADA utilizado en el PDC de la CNJC muestra información sobre:

- Posición de los carretones en el túnel de transferencia y finales de carrera en puntos de proceso (ver figura 11.85).



FIGURA 11.85.- SCADA – Control de posición de carretón

- Peso en el carretón de CE-2 (ver figura 11.86).



FIGURA 11.86.- SCADA – Control de peso en carretón CE-2

- Posición (x, y, z) de la estructura de poleas de la grúa y alarmas de posible colisión en zonas de trabajo (ver figura 11.87).

- Estado del spreader (ver figura 11.87).



FIGURA 11.87.- SCADA – Puente grúa y spreader

- Estado del útil de izado de campana (ver figura 11.88).



FIGURA 11.88.- SCADA – Estado del útil de izado de campana

- Estado del útil de izado de tapa (ver figura 11.89).



FIGURA 11.89.- SCADA – Estado del útil de izado de tapa

- Estado de la planta de hormigonado (ver figura 11.90).



FIGURA 11.90.- SCADA – Estado de la planta de hormigonado

- Estado de la lanza de inyección (ver figura 11.91).

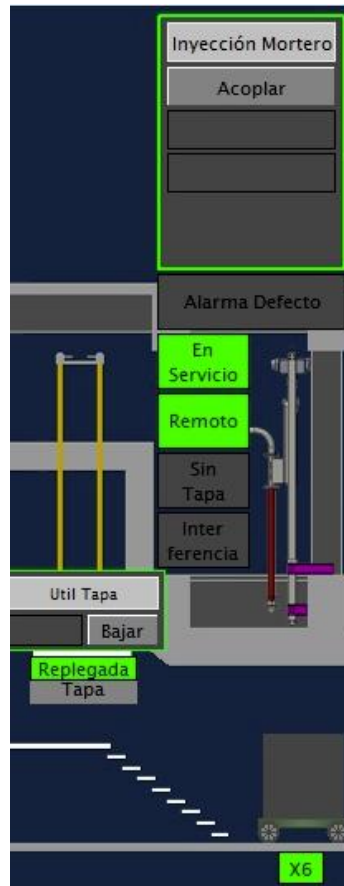


FIGURA 11.91.- SCADA – Estado de la lanza de inyección

- Estado de apertura de puertas (ver figura 11.92).



FIGURA 11.92.- SCADA – Estado de apertura de puertas

- Estado del sistema de ventilación (ver figuras 11.93 y 11.94).

Ventilación	
●	Marcha VV-C1a
●	Marcha VV-C12
●	Marcha VV-D1a
●	Marcha VV-D1b
●	Estado Comp. VV-C1
●	Estado Comp. VV-D1
●	Estado Comp. VV-C2a
●	Estado Comp. VV-C2b
●	Estado Comp. VV-D2a
●	Estado Comp. VV-D2b
●	Estado filtro VF-C1
●	Estado filtro VF-C2
●	Estado filtro VF-D1a
●	Estado filtro VF-D1b

FIGURA 11.93.- SCADA – Estado de ventilación I

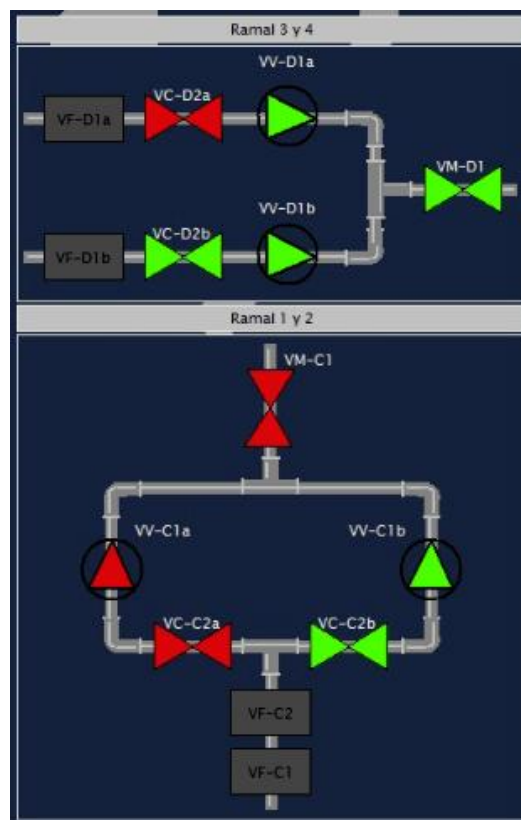


FIGURA 11.94.- SCADA – Estado de ventilación II

11.3. Operaciones en el Edificio de Contención

El objeto de este apartado es describir las operaciones necesarias para mover, caracterizar y extraer la cesta cargada de la piscina del Foso de Combustible Gastado para llevarla al hueco de equipos del Edificio de Contención, desde donde entrará al EAD para iniciar el proceso de acondicionamiento.

Durante el desarrollo de estos trabajos se observarán en todo momento las siguientes precauciones y limitaciones:

- Se usará protección contra caídas cuando se desmonten barandillas de protección para facilitar el movimiento de cargas suspendidas. También se usará arnés de seguridad durante todos los trabajos en el puente de cavidad.
- Cualquier componente, útil, herramienta, etc. que se introduzca o retire del agua de piscina se rociará con agua desmineralizada durante la inserción o extracción. Antes de extraerlo, se realizará un chequeo radiológico para evitar la presencia de partículas calientes.
- Se extremarán las precauciones durante el traslado de cestas cargadas con material radiactivo desde la cavidad del reactor, realizando dichos movimientos lo más próximo posible al suelo.
- Durante la extracción se limitará la presencia de personal en las zonas con posibilidad de irradiación desde la cesta.
- Queda terminantemente prohibida la permanencia de personal bajo cargas suspendidas.
- El comienzo y finalización de los trabajos se notificará a la Sala de Control del emplazamiento, quedando los movimientos de cestas cargadas recogidos en el libro diario disponible en dicha sala.
- La secuencia de determinadas operaciones podrá ser alterada con la aprobación del Supervisor de las Operaciones.

Traslado de cesta cargada al soporte centrador

La secuencia de maniobras a ejecutar para el traslado de la cesta cargada al soporte centrador bajo agua en la cavidad del reactor será la siguiente:

-
- Enganchar las eslingas al inmovilizador del gancho de la grúa Omega y al útil de manejo de cestas.
 - Enganchar el polipasto del inmovilizador al útil de manejo de cestas.
 - Conectar el útil de manejo de cestas al cuadro de mando eléctrico y al suministro de aire.
 - Comprobar en vacío la correcta actuación de los cuatro ganchos y señalizaciones en el cuadro de mando del útil de manejo.
 - Trasladar y posicionar la grúa en la vertical de la cesta en el FCG.
 - Bajar el polipasto hasta que el útil de manejo cuelgue totalmente de las eslingas, de manera que las eslingas estén tensadas y la cadena del polipasto relajada.
 - Posicionar el útil de manejo en los alojamientos de enganche de la cesta y engancharla, comprobando la correcta actuación de los cuatro ganchos (pilotos rojos encendidos).
 - Izar la cesta bajo agua hasta superar la cota + 604 m, trasladarla hacia la cavidad del reactor y según vaya aproximándose izarla hasta superar la altura del soporte centrador (aproximadamente hasta cota + 606,30 m).
 - Posicionar el útil encima del centrador, centrar y bajar la cesta lentamente hasta que apoye en el soporte, momento en el que se destensan las eslingas (ver figura 11.95).



FIGURA 11.95.- Traslado de cesta cargada al soporte centrador (prueba en seco)

- Comprobar mediante cámara que la cesta está bien posicionada en el soporte.
- Desenganchar cesta, verificando que los cuatro ganchos se han soltado (pilotos verdes encendidos).
- Retirar el útil de manejo del centrado mediante la elevación del gancho principal de la grúa y eslingas hasta liberar la parte superior del soporte centrador. Se continuará con la maniobra de extracción mediante la combinación de accionamiento del polipasto auxiliar y el gancho principal de la grúa Omega.

- Desconectar el cuadro de mando electroneumático, trasladar el útil de manejo al carro de almacenamiento, desenganchar el polipasto y las eslingas y recoger todos los cables y tubos.
- Por último, se debe descontaminar y secar el útil de manejo y el resto de equipos utilizados en la ejecución de las operaciones anteriores.

Caracterización de cesta cargada

La secuencia de maniobras a ejecutar para la caracterización de la cesta cargada será la siguiente:

- En primer lugar deberá verificarse que el útil de caracterización está operativo y calibrado.
- Enganchar las eslingas del útil de caracterización al inmovilizador y este al polipasto de la grúa Omega.
- Trasladar el útil de caracterización a la cavidad del reactor.
- Centrar y bajar el útil de caracterización en la vertical del soporte centrador bajo agua.
- Introducir el útil de caracterización en el centrador.
- Realizar las operaciones de caracterización según indicaciones del Servicio de Protección Radiológica (ver figura 11.96).



FIGURA 11.96.- Caracterización radiológica de cesta cargada

- Extraer el útil de caracterización del centrador y trasladarlo a la cota + 621 m.
- Desenganchar las eslingas del útil y las cadenas del polipasto y posicionar el útil en su lugar de almacenamiento.
- Por último se debe descontaminar y secar el útil de caracterización y el resto de equipos utilizados en la ejecución de las operaciones anteriores.

Captura de cesta cargada y transporte a hueco de equipos

Tras recibir el visto bueno de los servicios de Clasificación y Control de Materiales y Protección Radiológica para la extracción del conjunto campana – cesta, el Supervisor de las Operaciones dará inicio a la siguiente secuencia de maniobras:

- Instalar en el inmovilizador del gancho de la grúa Omega los sensores de regulación y engancharlos a la tapa deslizante de la campana.
- Enganchar el tapón de venteo de la campana al gancho del polipasto del inmovilizador y elevar ligeramente.
- Extraer los cuatro bulones de anclaje de la tapa inferior de la campana.

- Verificar la nivelación de la campana mediante nivel de burbuja. Si fuera necesario corregir el desnivel actuando los tensores correspondientes (dicha corrección se realizará tantas veces como sea necesaria hasta conseguir la correcta nivelación de la campana en los dos ejes a 90°).
- Izar la campana hasta que se libere la tapa inferior.
- Retraer los cuatro bulones de fijación de la tapa superior.
- Realizar prueba de actuación del mecanismo de los ganchos de amarre de las cestas, verificando que la señalización de posición en el cuadro de mando electroneumático es correcta.
- Retirar las barandillas situadas en el recorrido de la campana
- Conectar cámara para seguir la operación.
- Trasladar la campana a la cavidad del reactor, situar la campana en la vertical de la estructura soporte centrador bajo agua y descender hasta aproximarse a dicha estructura.
- Reponer las barandillas.
- Descender lentamente la campana dentro del centrador hasta que la campana quede a unos 20 cm del suelo.
- Descender lentamente la campana (ver figura 11.97), bajar el techo deslizante hasta que se asiente sobre la cesta (cuando se observe que los tensores de regulación se destensan y que la indicación de peso de la célula de carga de la grúa Omega desciende).

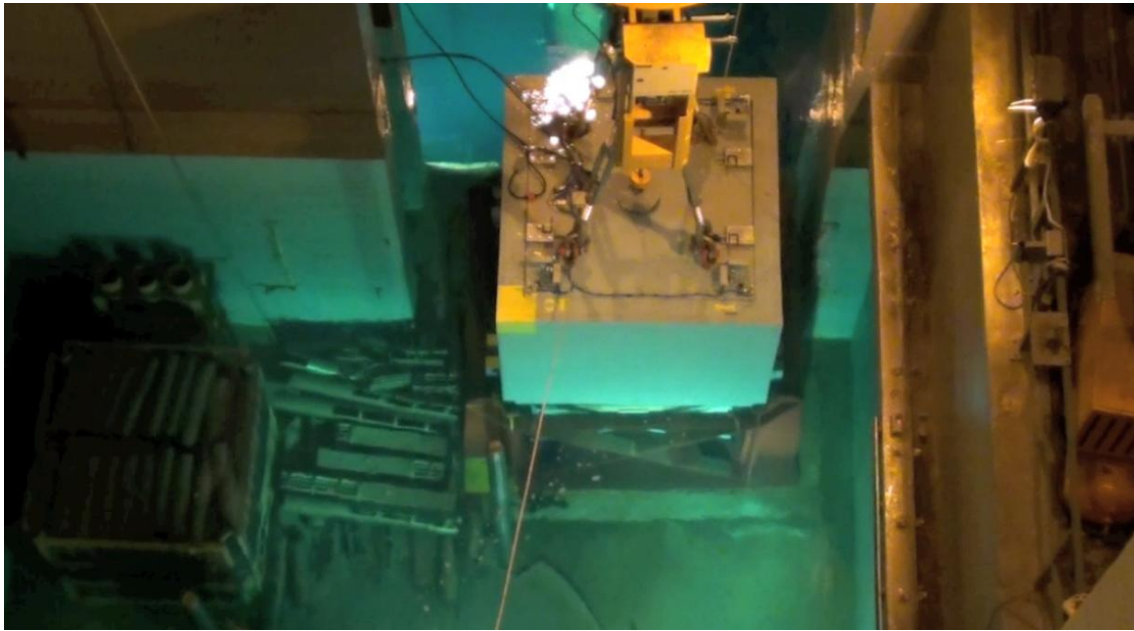


FIGURA 11.97.- Entrada de la campana en el centrador para recoger la cesta cargada

- Enganchar la cesta, comprobando el correcto enganche mediante el encendido de los cuatro pilotos rojos en el cuadro de mando.
- Izar lentamente el conjunto cesta – campana, comprobando la indicación de la célula de carga de la grúa Omega.
- Detener el izado en cuanto la campana se libere del contacto con el agua de la cavidad del reactor.
- Posicionar el tapón de venteo en la tapa deslizante de la campana cuando esté totalmente fuera del agua.
- Dejar escurrir el conjunto campana – cesta durante el tiempo necesario hasta que la cesta esté completamente seca.
- Trasladar el conjunto campana – cesta a la cota de operaciones tras retirar las barandillas necesarias.
- Descontaminar la campana y los útiles que hayan sido empleados en la ejecución de las operaciones anteriores.
- Insertar los bulones de fijación del techo deslizante de la campana.

- Apoyar la campana sobre su tapa inferior en el carro de campana, observando que los tensores de regulación se relajan y que la indicación de la célula de carga de la grúa Omega disminuye.
- Insertar los bulones de fijación de la tapa inferior de campana.
- Descender y apoyar la campana desde la estructura soporte de campana en cota + 621 m hacia el hueco de izado de equipos del Edificio de Contención en la cota + 604 m.
- Desenganchar los tensores de regulación de la tapa deslizante de la campana.
- Extraer los bulones de anclaje de la tapa inferior.

Durante todo el proceso de extracción del conjunto campana – cesta el Servicio de Protección Radiológica vigilará atentamente los niveles de radiación en las zonas afectadas (ver figura 11.98).



FIGURA 11.98.- Medida radiológica del conjunto campana – cesta

11.4. Operaciones en el EAD

En este apartado se va a describir, paso a paso, el proceso de acondicionamiento de una UA en el EAD, es decir, una vez la cesta ha sido extraída del agua y escurrida y se encuentra en disposición de transferirse al contenedor.

Cada una de las operaciones descritas en los puntos siguientes se desarrolla en unos check-list incorporados en el sistema SCADA a modo de lista de actividades. Una vez desplegado el icono denominado CHECK LIST se podrá acceder a cada una de las listas de actividades, teniendo en cuenta los comentarios a modo de precauciones incorporados en cada uno de los apartados

Cuando el valor de una variable se deba registrar, se deberá guardar en el check-list de la actividad en particular, actualizándose automáticamente en el check-list resumen de la UA correspondiente.

En primer lugar deben registrarse en el SCADA la referencia del contenedor, la referencia de la cesta que vendrá del Edificio de Contención y la referencia de tipo de contenedor (CE-2a o CE-2b) que se van a acondicionar.

Condiciones iniciales

Antes del inicio de cualquier operación se deberá comprobar, físicamente en local y en remoto (en el SCADA) cuando aplique, el cumplimiento de los siguientes requisitos previos:

- La campana de blindaje, con la cesta de residuos en su interior, se encuentra en su carretón en el hueco de equipos del Edificio de Contención, desenganchada de la grúa Omega y con los bulones de la base retirados.
- Se dispone de un CE-2 recepcionado aceptablemente (según el procedimiento 060-PC-JC-0344) y en perfecto estado para su uso.
- La ventilación del EAD se encuentra disponible, no existe ninguna señal de alarma y las señales de estado llegan correctamente al puesto de operaciones en el SCADA.
- Los equipos y sistemas necesarios se encuentran disponibles y en correcto estado para su utilización, comprobándose para cada uno de ellos:

- Grúa EAD: prueba funcional de traslación y de elevación, bloqueos de movimientos horizontales, comprobando la correcta señalización y mando desde el SCADA.
- Útil de manejo CE-2 (spreader): prueba funcional de señales capturando un CE-2 vacío, verificando en las cuatro balizas de las esquinas del spreader, en el cuadro eléctrico y en el SCADA que el útil recibe tensión, que los cerrojos están libres, que las señales de apoyo funcionen, que los cerrojos cierran correctamente y que se puede elevar el contenedor sin ninguna dificultad.
- Carro de CE-2 y estructura soporte de campana bloqueado en el SCADA, en posición X8 y con las células de carga calibradas y operativas.

Si el contenedor a acondicionar es un CE-2b el suplemento o calzo CE-2b debe encontrarse dentro de la estructura soporte de campana.

Debe realizarse un tarado del carro CE-2 (con el suplemento para CE-2b si aplicase) en la posición X4 antes del inicio de las maniobras de acondicionamiento. Una vez realizado el tarado se llevará a posición X8.

- Útil de izado de tapa a máxima altura, con palancas bajadas. Se realizará una prueba funcional en remoto desde el SCADA del útil.
 - Útil de izado de campana se encuentra apoyado sobre el forjado.
 - Lanza de inyección replegada y con señalización correcta en el SCADA. Se posicionará el selector de la lanza en remoto.
 - Puertas del túnel de transferencia (P1, P2, P3, P4, P5 y P6) cerradas y con señalización correcta en el SCADA (color azul). Se realizará una prueba en remoto desde el SCADA de la puerta P3, verificando las señales cerrada (color azul) – abierta (color verde).
- El sistema de control del EAD (SCADA) está operativo si:
 - Las señales de los equipos llegan correctamente (comprobación realizada en el punto anterior).
 - Está activado el aviso de zona de colisión con los límites del EAD.

- En la ventana de alarmas del sistema no existen alarmas sin reconocer.
- En la ventana de comunicaciones del sistema no existe ningún fallo de comunicación entre los equipos.
- Correcta visión de todas las cámaras del túnel de transferencia, almacén, grúa del EAD y spreader.
- Correcta comunicación mediante una prueba funcional de megafonía y radiotransmisores.

Una vez quede comprobado que los equipos y sistemas se encuentran operativos y en perfecto estado para ser utilizados, se podrán iniciar las operaciones de generación de la UA.

Nuevo contenedor CE-2

Es recomendable realizar esta maniobra antes de la entrada de la campana al túnel de transferencia, evitando la apertura de puertas antes de la inmovilización del residuo.

Estas operaciones pueden realizarse en local o en remoto desde la sala de operaciones, no existiendo ningún riesgo radiológico en las mismas.

En primer lugar, tras haber retirado las losas del almacén si fuese necesario, se captura el CE-2 vacío (pilotos naranjas en el spreader), se eleva a posición de máxima altura, de manera que el contenedor se estabilice correctamente y no sufra movimientos de vaivén y se lleva hasta el hueco de equipos del EAD en posición X8 ($x=19$, $y=37$). Tras esto, debe bloquearse el movimiento horizontal de la grúa y activarse el aviso de colisión de zona C (hueco de equipos).

En ese momento comienza la aproximación del contenedor a la estructura de pesaje (ver figura 11.99). Debe pasarse a velocidad lenta antes de la entrada del contenedor en la estructura, de manera que el contenedor se introduzca de manera cuidadosa y que si surgiese cualquier complicación pudiese pararse la operación antes de causar cualquier daño a la estructura de soporte de la campana (ver figura 11.100).



FIGURA 11.99.- Aproximación de CE-2b a la estructura de pesaje



FIGURA 11.100.- Introducción de CE-2b en la estructura de pesaje

La introducción del contenedor en la estructura de pesaje se completa cuando los pilotos rojos del spreader se encienden, momento en el que deben abrirse los cerrojos del mismo (pilotos verdes encendidos), elevándolo a cota de máxima altura para evitar cualquier interferencia.

A continuación, se abre la puerta de tránsito a zona de almacén (P4 en color verde) y se desbloquea el carro CE-2, trasladándolo hasta la posición de hueco de paso al almacén (X7) mediante los comandos marcha general y retroceso (se recuerda que los movimientos de Contención hacia el EAD se consideran de avance y los que van en dirección contraria de retroceso).

Una vez el contenedor ha alcanzado la posición X7, debe cerrarse la puerta P4 y, tras comprobar que la lanza de inyección y el tubo de vertido están replegados, se abre la puerta P3 y se traslada el carro CE-2 a la posición de sellado (X6), cerrando por último la puerta P3.

Si por cuestiones operativas fuera necesario, se puede bajar el contenedor CE-2 a través de la posición X7 del túnel de transferencia, siguiendo las pautas de seguridad establecidas y continuando las maniobras desde esa posición.

Destapado del contenedor

La secuencia de maniobras a ejecutar para el destapado del contenedor tipo CE-2 es la siguiente:

- Comprobación de que el útil de izado de tapa se encuentra replegado para evitar interferencias.
- Traslado del carro CE-2 a posición de destapado (X4).
- Comprobación mediante las cámaras la correcta situación de los arpones del útil sobre los agujeros de la tapa del contenedor.
- Solicitud de confirmación de la correcta posición de las palancas de pinza (deben estar bajadas).
- Descenso del útil hasta que se asiente sobre la tapa (ver figura 11.101).



FIGURA 11.101.- Útil de izado apoyado sobre la tapa

- Tapa cogida. Solicitud de confirmación de la correcta posición de las palancas de pinza (deben estar bajadas).
- Elevación de la tapa unos centímetros para comprobar que la tapa está correctamente sujeta.
- Elevación de la tapa hasta cota de máximo ascenso de útil de tapa (ver figura 11.102).



FIGURA 11.102.- Tapa suspendida a cota máxima

- Desbloqueo de carro CE-2.
- Traslado de carro CE-2 a posición de sellado (X6).
- Bloqueo de carro CE-2.

Traslado de la campana al EAD

Una de las primeras acciones a llevar a cabo en el proceso de acondicionamiento es realizar el traslado de la campana desde el hueco de equipos del Edificio de Contención a la posición X2 (posición de espera del carro de campana), desde donde se iniciará las operaciones dirigidas a realizar la transferencia de cesta (ver figura 11.103).



FIGURA 11.103.- Traslado de la campana al EAD

El traslado del carretón con la campana y la cesta en su interior se puede realizar en modo local con el mando situado en el carretón o en modo remoto actuando el carro desde el SCADA. Será decisión del operador elegir el modo de traslado.

La secuencia de maniobras a ejecutar para el traslado de la campana al EAD será la siguiente:

1. Coordinador de operaciones autoriza el inicio de la operación.
2. Apertura de las puertas P1 y P2 (color verde).
3. Cesión del mando de acompañamiento de carro de campana al responsable del EAD.
4. Zonas afectadas avisadas y desalojadas.
5. Traslado de campana a la posición de espera del túnel de transferencia X2. Si la maniobra se realiza en modo remoto debe desbloquearse el carro, actuar el carretón de campana pulsando marcha general y avance y, una vez finalizada la operación, bloquear el carro.
6. Cierre de puertas P1 y P2 (color azul).
7. Si la operación se realiza en modo local debe desconectarse el mando de acompañamiento, devolviendo el control a la sala de operación, donde debe conectarse el mando de control remoto.

El uso de las unidades de ventilación y filtración es supervisado directamente por el Servicio de Operación, que marca el inicio de su funcionamiento y las condiciones operativas requeridas.

Transferencia de cesta

Las condiciones iniciales para comenzar el proceso de transferencia de cesta son las siguientes:

- Contenedor destapado en posición de sellado (X6).
- Carro de campana en posición de espera (X2).
- Zonas afectadas avisadas y desalojadas.
- Zona de transferencia (entre puertas P2 y P3) bloqueada.
- Balizas situadas en P2, P3 y P5/6 activas.

- Acoplar manualmente el útil de izado de campana a la grúa del EAD en cota +614,70 (ver figura 11.104).



FIGURA 11.104.- Acoplamiento puente grúa EAD – útil de izado de campana

- Movimiento horizontal del puente grúa bloqueado.
- Puente grúa comandado desde el puesto de operaciones.
- Útil de campana elevado a cota de espera de campana ($z=800$).

Siguiendo la secuencia del proceso, la campana se trasladará con el carro correspondiente hasta la posición de transferencia (X3), para ello debe desbloquearse el carro, realizar el avance (activar los comandos marcha general y avance) y, una vez el contenedor ha alcanzado la posición requerida, bloquear el carro asegurando que no pueda activarse su movimiento por error durante la transferencia.

En el puesto de transferencia se encuentra a la espera de recibir la campana el bastidor inferior de cuelgue del útil de izado de campana. En la posición de cuelgue deberán estar alineadas las argollas de cuelgue de la campana con las orejetas del bastidor inferior.

El útil de campana se acopla a la campana manualmente (ver figura 11.105). Tras descender la grúa a cota $z=839$, se conecta el tubing y se enciende el cuadro de señal del sistema electroneumático. Una vez que se comprueba que el cuadro de control se encuentra en situación de enganchado (pilotos rojos encendidos), debe posicionarse el selector del cuadro en remoto.

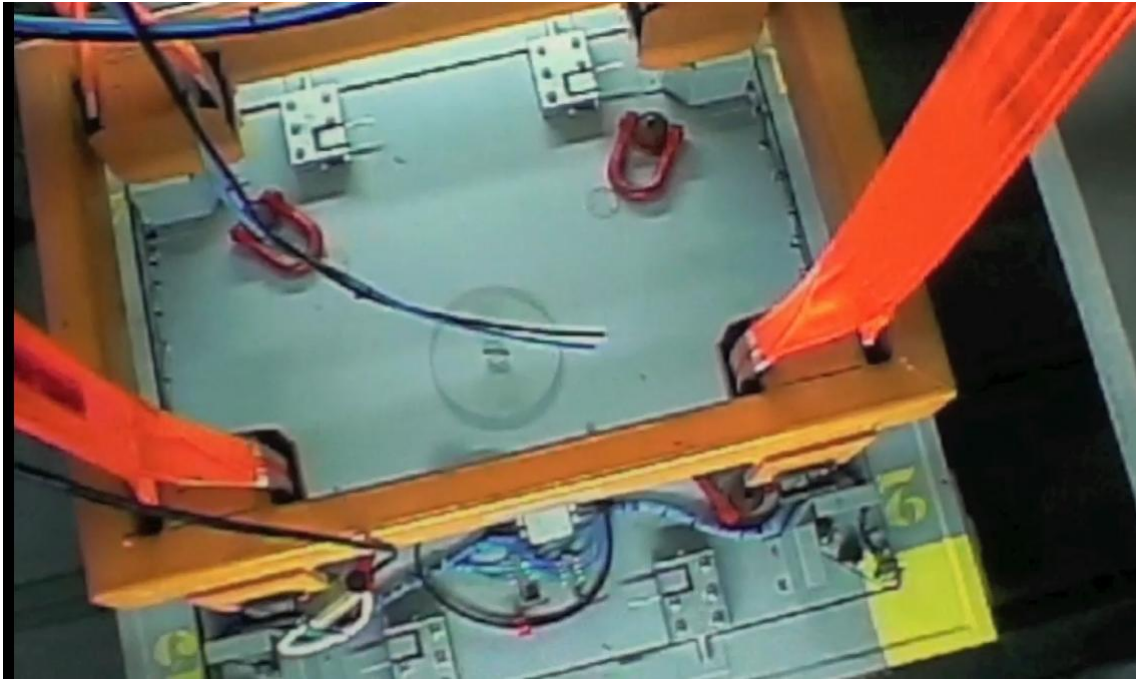


FIGURA 11.105.- Útil de campana acoplado a campana

En este momento debe volver a desalojarse la zona de transferencia pues la operación de izado de la campana, dado que su base está desenganchada y por tanto una parte de la cesta estará al aire, es la que cuenta con mayores implicaciones radiológicas de todas las que se realizan en el túnel del EAD. En el resto de operaciones, aunque siempre debe tratarse de reducir las actuaciones manuales, la cesta está blindada o bien por la campana, o bien por el contenedor.

Tras elevar el útil hasta una cota superior a la del contenedor ($z=530$) que se encuentra en espera dentro de la estructura soporte de la campana, se retirará el carro con la tapa inferior de la campana llevándolo a la posición de espera (X2) y se alineará el carro con el CE-2 bajo la campana (X3). Como siempre que se mueve un carro, habrá que asegurarse que, una vez alcanzada la posición deseada, el bloqueo de dicho carro queda activado para evitar posibles accidentes.

Antes del traslado del carretón CE-2 hasta la posición X3 hay que asegurarse de que no se detecta goteo de agua desde la campana. En el supuesto de detectarse dicho goteo, se dejará que finalice antes del traslado del contenedor y se pondrá en conocimiento del Servicio de Protección Radiológica.

Una vez el contenedor esté posicionado bajo la campana se procederá a descender la campana con el útil de izado de campana accionando el puente grúa del EAD hasta apoyarla sobre la estructura soporte de la campana (ver figuras 11.106 y 11.107).



FIGURA 11.106.- Apoyo de la campana sobre la estructura soporte

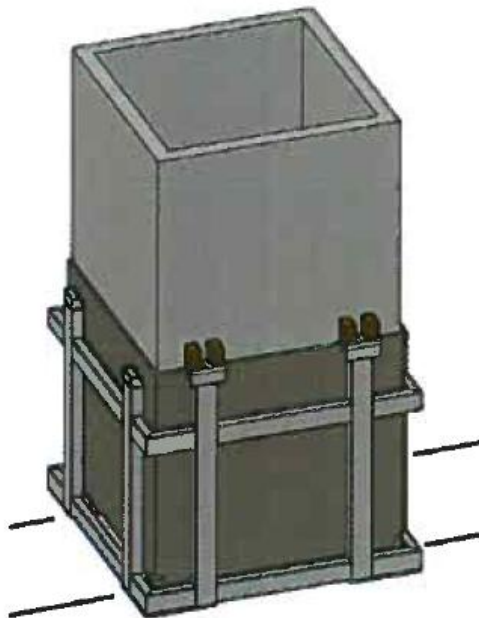


FIGURA 11.107.- Campana apoyada sobre la estructura soporte

Tras apoyar la campana, se realizarán las maniobras necesarias para continuar con el descenso del techo deslizante de la campana. Así, la tapa superior de la campana con la cesta enganchada se irá introduciendo en el interior del contenedor hasta que la cesta se asiente en la base inferior del CE-2 (ver figura 11.108).

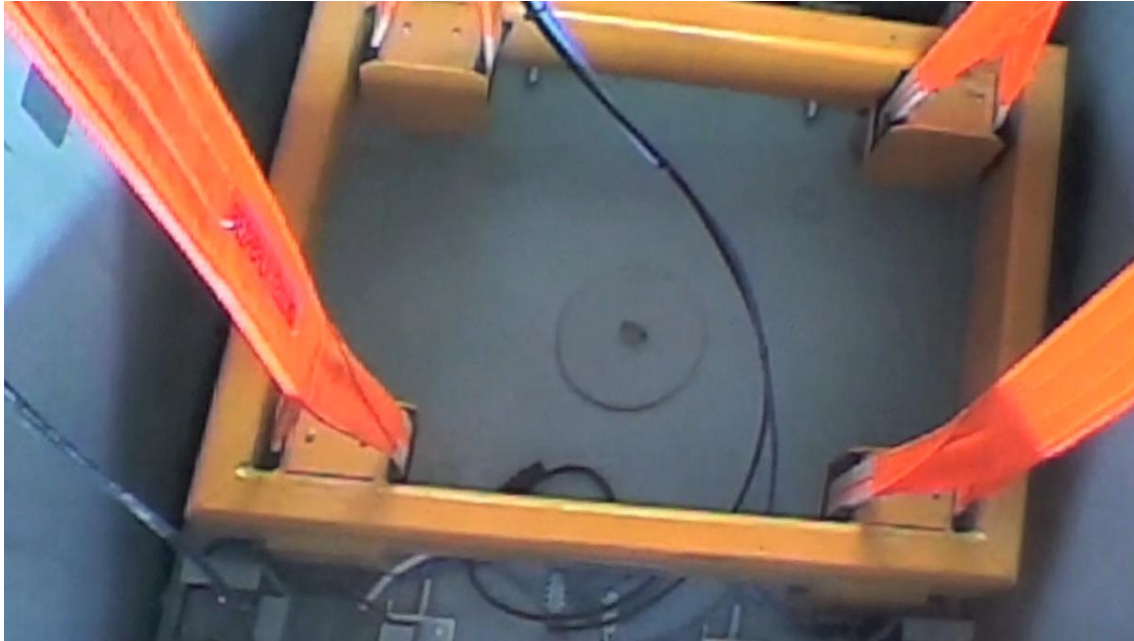


FIGURA 11.108.- Introducción de la cesta en el contenedor

Para asegurar que la cesta está correctamente asentada sobre el contenedor deben reunirse las siguientes condiciones:

- La cota de la grúa del EAD es $\pm z=818$.
- Las eslingas del útil de izado están sin tensión.
- El aumento del valor de la pesada en la célula del carro CE-2 (señal de que la cesta iba apoyándose) se ha estabilizado.
- El descenso en la célula de carga de la grúa se ha estabilizado.

A continuación debe desengancharse la cesta en remoto, liberando los pestillos desde el SCADA (pulsando el comando abrir y comprobando que aparece el símbolo del candado abierto) y comprobando, a través de las cámaras, que el cuadro de control del sistema electropneumático indica ganchos abiertos (color verde).

Tras liberar los anclajes de la cesta se volverá a elevar el techo deslizante hasta hacer tope con la campana, momento en el que se continuará elevando la campana

hasta la cota prefijada ($z=530$), verificando la correcta subida del cable de señal y el tubing.

Tras elevar la campana a la cota deseada debe verificarse con las cámaras el correcto estado de la cesta, asegurando su integridad, que todos los residuos se encuentran contenidos en la cesta y que ésta tiene la codificación adecuada (ver figura 11.109).

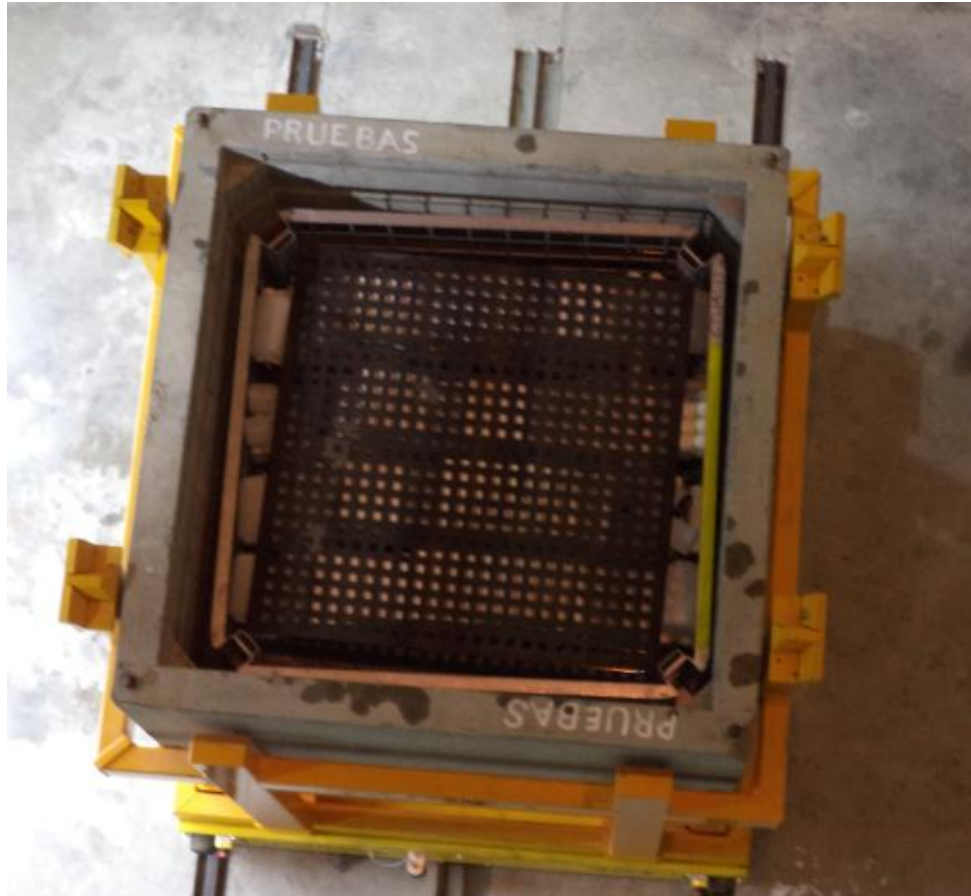


FIGURA 11.109.- Cesta introducida en contenedor

En ese instante, el carro con el CE-2 se retirará a la posición de destapado (X4) donde se registrará su peso, para luego volver a moverla hasta la posición de mortero de bloqueo (X5 ó X6, según se use mortero ligero o mortero tipo Cabril para el bloqueo). Previamente a este movimiento debe haberse comprobado que la lanza de inyección y el tubo de vertido se encuentran replegados para que el contenedor no colisione con ellos.

Por último, el carro con la tapa de la campana se colocará bajo la campana (posición X3) para recibirla después de que descienda el útil de izado accionado con el puente grúa del EAD.

Durante el transcurso de todas las actividades de transferencia el Servicio de Operación comprobará que las condiciones de depresión son las requeridas. No obstante, en el SCADA existe una señal de alarma que aparece en el cuadro de control cuando en el túnel de transferencia existe una depresión por debajo de 120 Pa.

Inyección o vertido de mortero de bloqueo

En primer lugar debe definirse el método de adición que se utiliza para cada tipo de mortero:

- La adición de mortero ligero húmedo será por gravedad, mediante el empleo de la canaleta desviadora del vertido, con una pendiente del 10% para la introducción directa al contenedor a través del tubo de vertido en posición X5.
- La inyección de mortero húmedo de tipo Cabril será por bombeo desviando la salida de la amasadora a la tolva de acumulación de tongadas, desde donde es bombeado a la lanza de inyección que introduce el mortero en el contenedor situado en posición X6.
- Opcionalmente la adición de mortero de bloqueo tipo Cabril se podrá realizar por gravedad del mismo modo que se actúa con el mortero ligero. Aun así, es preferible usar la inyección para adicionar este tipo de mortero.

En el caso de inyección de mortero de bloqueo, la actuación de la bomba peristáltica de la planta de fabricación de mortero puede realizarse en modo remoto desde el cuadro de control del SCADA o en modo local. En este último caso, las operaciones se supervisarán desde el puesto de operaciones, dando las órdenes oportunas de sentido, velocidad y parada de la bomba vía radio al responsable de la planta de fabricación de mortero. Este método es preferente sobre el anterior pues asegura un mayor control de la situación de la planta.

El bloqueo con mortero se inicia con el contenedor en la posición adecuada según el tipo de mortero que se vaya a usar (X5 ó X6) y con el carro CE-2 bloqueado. A continuación se abre el cierre del forjado correspondiente y se desciende la lanza de inyección o se posiciona el conducto de vertido y las canaletas (ver figura 11.110).



FIGURA 11.110.- Descenso de la lanza de inyección

Cuando el responsable de la planta de hormigonado de la señal de que está en disposición de comenzar a inyectar o verter y el supervisor en la sala de operaciones lo crea oportuno comenzará el bombeo o vertido de mortero ligero (ver figuras 11.111 y 11.112).



FIGURA 11.111.- Inyección de mortero de bloqueo (I)



FIGURA 11.112.- Inyección de mortero de bloqueo (II)

Siguiendo la misma sistemática, se continúan fabricando amasadas de mortero, vertiéndolas o inyectándolas en el contenedor hasta alcanzar el nivel máximo de bloqueo (ver figura 11.113).

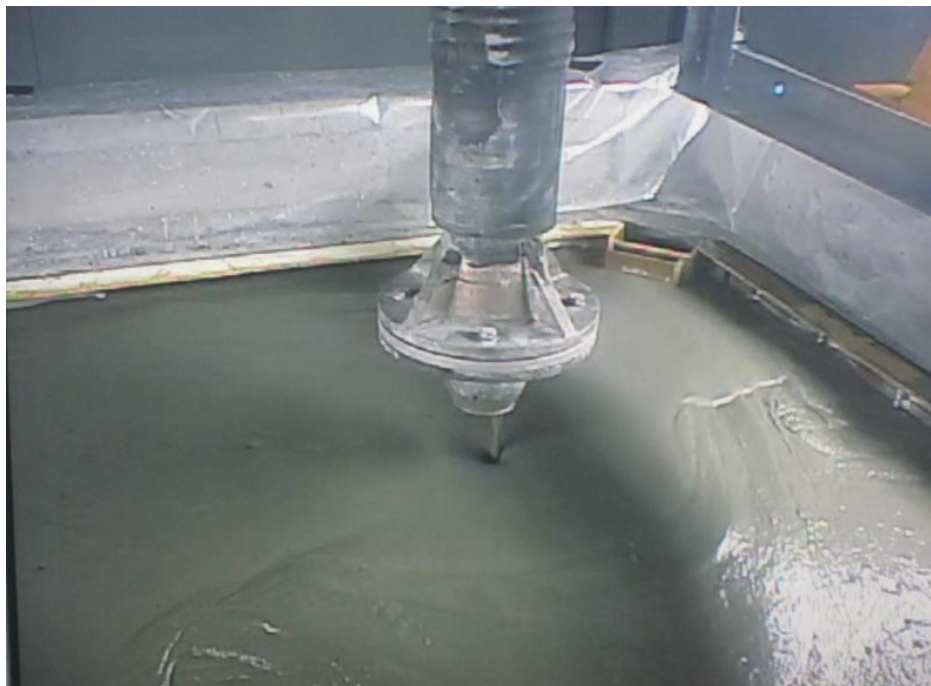


FIGURA 11.113.- Nivel máximo de bloqueo

Con el objeto de garantizar que en ningún caso se sobrepasa el nivel máximo de mortero de bloqueo en el contenedor, se toman las siguientes medidas:

- El mortero de bloqueo se verterá siempre que sea posible con la tapa del CE-2 quitada.
- Toda la operativa de vertido de mortero de bloqueo será inspeccionada permanentemente mediante el sistema de cámaras de TV, verificando la correcta autonivelación del mortero en la cesta.
- El grado de llenado de los residuos en la cesta no superará el 95% de altura de la misma en ningún caso.
- Si el mortero de bloqueo es mortero ligero (CE-2a):
 - Superado el nivel de la cesta, se dará la orden, desde la sala de operaciones, de corte de suministro, para lo cual se procederá a cerrar la tajadera existente en la zona de vertido.
 - Se procederá al vertido controlado desde la sala de operaciones del resto de material existente en la canaleta hasta completar el llenado a la altura de la parrilla de la tapa.
 - En el caso de que sobre material, desde la sala de operaciones se indicará el corte de suministro, para lo cual se obstruirá el vertido.
- Si el mortero de bloqueo es mortero tipo Cabril (CE-2b y, ocasionalmente, CE-2a):
 - Superado el nivel de los residuos, desde la sala de operaciones se dará orden de pasar a velocidad lenta la bomba de suministro.
 - En estas condiciones la orden de parada final será transmitida desde la sala de operaciones cuando el mortero se encuentre a ras de la cesta en CE-2b y a la altura de la parrilla de la tapa en CE-2a.

En el caso improbable de que se sobrepasase el nivel requerido de mortero de bloqueo se procedería a retirar el sobrante de mortero húmedo mediante el acceso a la zona del túnel de transferencia y el empleo de los medios manuales adecuados (rastrillos, palas y cubos), para lo cual:

- El Servicio de Protección Radiológica valorará, con los datos de tasa de dosis de las sondas de zona o mediante entrada directa en el túnel, la necesidad de utilización de medios de blindaje adicionales para una actuación manual o incluso la conveniencia de una actuación en remoto.
- Si la actuación manual es admisible, se procederá a mover el carro de carro CE-2 de la posición de inyección o vertido a la de transferencia de campana, donde existen escaleras laterales a ambos lados Este y Oeste del carro desde donde, con ayuda de rastrillos y palas de mano, se podrá retirar el mortero sobrante. Si para realizar esta operación fuese necesario emplear blindajes adicionales, se dispondrá de mantas de plomo que podrán quedar sujetas a la barandilla de las escaleras o montadas en un armazón de blindaje móvil.

Como medida alternativa, se podrá realizar esta operación desde la zona superior del hueco de entrada/salida de contenedores del almacén (posición X7).

- Si por razones ALARA se justificase la actuación en remoto, se mantendría el contenedor en la posición de inyección de mortero y, acoplando una conexión al inyector de la bomba peristáltica que permitiese llegar al nivel del mortero, se procedería a arrancar el motor de dicha bomba en inversa, haciendo llegar a la tolva de la planta el material sobrante.

Posteriormente se vaciaría la tolva a través de la brida de drenaje, chequeando finalmente el estado radiológico en que queda todo el sistema y el material eliminado.

Para finalizar el proceso de bloqueo deberán elevarse la lanza de inyección o el conducto de vertido hasta posición de replegado, para después cerrar la apertura correspondiente en el forjado.

Cabe destacarse que la inyección o vertido de mortero de bloqueo puede realizarse sobre otra de las zonas del contenedor destapado, siempre que esta se encuentre bajo el eje de inyección o descarga de mortero. Para ello se elevará el inyector o el tubo de descarga a una zona libre de interferencias con el contenedor, se procederá al movimiento del carro en el sentido deseado (avance o retroceso) y se descenderá el inyector o tubo sobre la zona deseada. Una vez comprobado que se encuentra en la posición esperada podrá continuarse con la inyección o vertido de mortero.

Tapado de contenedor

La secuencia de maniobras a ejecutar para el tapado del contenedor tipo CE-2 es la siguiente:

- Elevar la campana a cota de carro CE-2 libre ($z=530$).
- Desbloquear el carro de campana, desplazarlo a posición X2 y volver a bloquearlo, de manera que no interfiera con el carro CE-2.
- Desbloquear carro CE-2, llevarlo a posición de destapado (X4) y volver a bloquearlo.
- Registrar el peso del contenedor con mortero de bloqueo destapado.
- Bajar el útil de izado de tapa hasta aproximación de tapa a contenedor.
- Bajar el útil hasta asiento de tapa sobre el contenedor.
- Confirmar apertura manual de las palancas de la pinza.
- Suspender ligeramente el útil de izado de tapa, de manera que se compruebe que los cuatro arpones salen de los agujeros de la tapa sin engancharse.
- Subir el útil de izado hasta cota máxima.

En este punto se deja el contenedor en reposo hasta que el mortero de bloqueo haya completado su fraguado, momento en el que se registrará el peso del contenedor con mortero de bloqueo fraguado y tapado.

Por último, se volverá a llevar el carro CE-2 a la posición de inyección (X6) y, tras llevar el carro de campana a la posición de transferencia (X3), se volverá a asentar la campana sobre el mismo.

Inyección de mortero de sellado

La secuencia de maniobras a ejecutar para la inyección de mortero de sellado (que siempre será mortero tipo Cabril) es la siguiente:

- El carro de contenedor CE-2 se encuentra en posición de sellado (X6) y bloqueado.
- Apertura del cierre del forjado para la lanza.
- Lanza de inyección bajada hasta la posición de inyección, de modo que se produzca el acoplamiento con la tapa (ver figuras 11.114 y 11.115).



FIGURA 11.114.- Acoplamiento lanza de inyección – tapa (I)



FIGURA 11.115.- Acoplamiento lanza de inyección – tapa (II)

- Solicitud de mortero activada desde la sala de operaciones.
- Bombeo activado a velocidad lenta.
- Fin de bombeo por completar el nivel de sellado cuando comience a salir mortero por los tres agujeros libres de la tapa (ver figura 11.116).



FIGURA 11.116.- Nivel máximo de sellado

- Lanza elevada hasta la posición de replegado.
- Tapa de penetración de sellado cerrado.
- Campana elevada a cota de carro CE-2 libre ($z=530$).
- Carro de campana desbloqueado y desplazado a posición de espera (X2).
- Desbloquear carro CE-2, llevar a posición de destapado (X4) y bloquear carro.
- Registro de peso del contenedor con mortero de sellado sin fraguar.

En este punto se deja el contenedor en reposo hasta que el mortero de sellado haya completado su fraguado (ver figura 11.117), momento en el que se registrará el peso del contenedor con mortero de sellado fraguado, que será el peso definitivo de la UA.



FIGURA 11.117.- Acabado final de la UA

Por último, se volverá a llevar el carro CE-2 a la posición de inyección (X6) y, tras llevar el carro de campana a la posición de transferencia (X3), se volverá a asentar la campana sobre el mismo. Después, se desacoplará el útil de campana del puente grúa, elevando este último a una zona fuera de interferencias.

Almacenamiento de CE-2

Una vez se ha finalizado el proceso de sellado de la UA y ésta se encuentre fraguada, se procede al almacenamiento de la misma dentro del almacén del EAD.

El almacén se encuentra cerrado en la cota + 617,20 m con un total de siete losas, por lo que antes de realizar cualquier movimiento hay que proceder a destapar el almacén. Para esta operación las losas son capturadas con el spreader y depositadas sobre el forjado de la segunda planta (cota +614,70 m). Las losas retiradas serán, como norma general, la losa nº 1 y las losas requeridas para el paso del contenedor.

La entrada del contenedor al almacén se produce a través del hueco existente en la parte superior del forjado del túnel de transferencia (posición X7), que comunica éste con el propio almacén.

La secuencia de maniobras a ejecutar para llevar a cabo el almacenamiento de una UA acondicionada es la siguiente:

- Puerta P3 abierta (color verde).
- Desbloquear carro CE-2, desplazar a posición de acceso a almacén (X7) y bloquear carro.
- Puerta P3 cerrada (color azul).
- Posición de destino en almacén definida.
- Retirar las losas necesarias del almacén.
- Puente grúa posicionado en la vertical del hueco de túnel almacén (posición X7).
- Aviso de colisión de zonas E y B activados.
- Movimiento horizontal de la grúa bloqueado.
- Aproximación de spreader hasta asiento en el contenedor (pilotos color rojo encendidos).
- Captura del contenedor (pilotos color naranja).
- Contenedor elevado por el hueco del almacén hasta cota libre de interferencias horizontales (ver figura 11.118).



FIGURA 11.118.- Paso del contenedor al almacén

- Desbloquear movimiento horizontal de la grúa.
- Contenedor desplazado hasta coordenadas x e y de destino y bloqueo del movimiento horizontal.
- Contenedor asentado sobre coordenadas x e y de destino (ver figura 11.119).

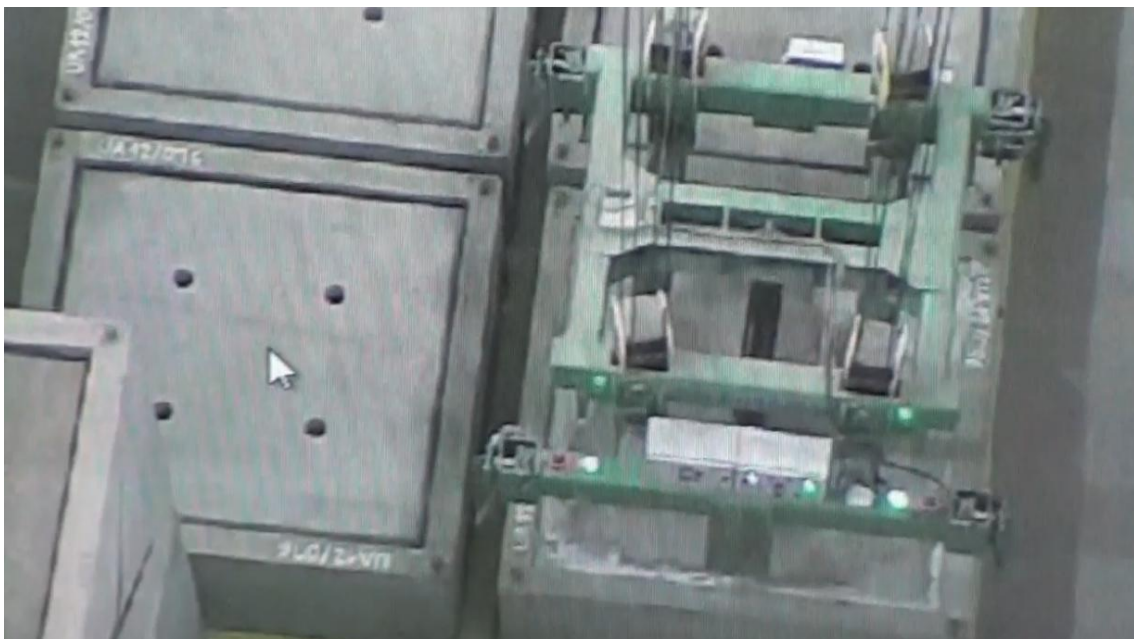


FIGURA 11.119.- Posicionamiento de UA en almacén

- Spreader desacoplado (pilotos color verde).
- Puente grúa elevado hasta zona fuera de interferencias de almacén y desbloqueo de movimiento horizontal.
- Losas de almacén repuestas, cubriendo el almacén.

Traslado de la campana al Edificio de Contención

Una vez que el contenedor tipo CE-2 se encuentre correctamente almacenado, se puede proceder al envío de la campana a Contención si fuera necesario continuar con la generación de una nueva UA, aunque por norma general el proceso de generación de una nueva UA no será inmediato y la campana quedará almacenada en el túnel de transferencia, en la posición X2, a la espera de iniciar un nuevo acondicionamiento.

Cabe recordarse que la campana quedó situada sobre el carretón de campana al finalizar el proceso de transferencia, por lo que la posición de partida de este paso será la posición X3, bajo el útil de izado de campana.

De este modo, la secuencia de maniobras a ejecutar para el traslado de la campana al Edificio de Contención será la siguiente:

- Coordinador de operaciones autoriza el inicio de la operación.
- Puerta P3 cerrada (color azul).
- Puertas P1 y P2 abiertas (color verde).
- Carro de campana desbloqueado.
- Solicitud de uso del mando de acompañamiento de carro de campana realizada.
- Mando de sala de operación desconectado.
- Mando de acompañamiento conectado.
- Desplazamiento del carro de campana hasta posición X1 (hueco de equipos Contención) completada en modo acompañamiento.
- Puertas P1 y P2 cerradas (color azul).

Estado final

Una vez se haya finalizado el proceso de generación de la UA, ésta se encuentre almacenada en el almacén del EAD y la campana haya sido devuelta al Edificio de Contención para una nueva extracción si fueses necesario (si no la campana queda almacenada en el túnel de transferencia en la posición X2 a la espera de iniciar una nueva secuencia de maniobras) se deben dejar todos los equipos en las siguientes posiciones prefijadas de espera siempre que no existan otros requisitos adicionales:

- Grúa del EAD en su posición de máxima altura ($z=0$) sobre la posición X8.
- Carro de campana en la posición X2 y bloqueado.
- Carro de CE-2 en la posición X7 y bloqueado.
- Puertas de acceso al túnel de transferencia cerradas.
- Útil de izado de tapa en posición de máxima altura con los arpones accionados.
- Útil de izado de campana reposando sobre el forjado de la cota + 614,70 m.
- Sistema de operación del EAD (SCADA) con los monitores apagados. El sistema queda encendido de manera ininterrumpida.
- La planta de hormigonado, mangueras y lanza limpias y recogidas. Las tapas de cerrado de los huecos de vertido e inyección quedarán cerradas y la lanza de inyección replegada.

Una vez concluidas estas operaciones se deberá realizar una campaña de limpieza y descontaminación de cubículos y equipos.

Si hubiera existido cualquier deficiencia en alguno de los equipos durante la operación o se descubriera cualquier desgaste o rotura, se pondrá en conocimiento del Servicio de Mantenimiento a través de la apertura de la correspondiente orden de trabajo para que lo subsane antes del próximo acondicionamiento.

Movimientos de UA en el EAD

Las reubicaciones de las UA una vez acondicionadas y almacenadas en el EAD vendrán dadas bien por una reconfiguración del almacén por motivos radiológicos u operativos o bien por la retirada de una UA para ser expedida al C.A. de El Cabril.

Previamente se planteará una reconstrucción de la secuencia de movimientos de las UA dentro del almacén, así como de las losas necesarias que haya que retirar, de manera que la operación se realice de la manera más eficiente posible.

En el momento que una UA deba ser retirada para su expedición se podrán realizar dos secuencias operativas diferentes, la retirada de la UA por el hueco de equipos del EAD (posición X8) o por el hueco del almacén al túnel de transferencia (X7). La elección de una u otra dependerá del nivel de tasa de dosis de la UA y de su ubicación dentro del almacén.

CAPÍTULO 12

MEJORAS PROPUESTAS

12.1. Fluidez del mortero

El mayor problema observado durante el análisis realizado en este TFG fue que, en ocasiones, el mortero de bloqueo para contenedores CE-2b (mortero tipo Cabril) no era todo lo fluido que debería, por lo que no se podía asegurar que entrara en todos los huecos de los residuos introducidos en la cesta.

12.1.1. Temperatura del mortero

Una de las causas principales por las que dicho mortero no era lo suficientemente fluido era el efecto de las bajas temperaturas en la planta de hormigonado del EAD.

Tal como se indica en la Instrucción Técnica EHE-08, en lo relativo al hormigonado en tiempo frío: *“la temperatura de la masa de hormigón, en el momento de verterla en el molde o encofrado, no será inferior a 5°C”*.

Para verificar esta restricción se procedió a realizar una prueba bajo las condiciones de la tabla 12.1.

TABLA 12.1.- Condiciones iniciales prueba de fluidez

LOCAL	TEMPERATURA
Planta de hormigonado	4 - 6 °C
Túnel de transferencia	12,5 °C
Amasadora	5,1 °C
Tolva de agitación	3,8 °C
Inyector	10 °C

En dicha prueba se procedió a realizar varias amasadas de mortero con distintas mezclas de agua de servicio y agua caliente para calcular a qué temperatura el grado de fluidez del mortero es el adecuado.

En la tabla 12.2 se presentan los resultados obtenidos en dicha prueba:

TABLA 12.2.- Prueba de fluidez de mortero

DOSIFICACIÓN						TEMPERATURAS (°C)					
<i>Nº de amasada</i>	<i>Peso mortero seco (kg)</i>	<i>Agua (l)</i>		<i>Fluidificante (kg)</i>	<i>% de agua caliente</i>	<i>Agua</i>		<i>Bidón</i>	<i>Amasadora</i>		<i>Mortero en la cesta</i>
		<i>Agua de servicio</i>	<i>Agua caliente</i>			<i>Agua de servicio</i>	<i>Agua caliente</i>	<i>Mortero seco</i>	<i>Antes de amasado</i>	<i>Mortero antes del vertido</i>	
1	200	0	29	0,8	100%	4,5	49	3	5,1	22,8	16
2	200	7	22	0,8	75%	5,1	49	4,6	13	21,4	17
3	200	14,5	14,5	0,8	50%	5,4	50	3,5	8	17	15
4	200	22	7	0,8	25%	6,2	49	5	8	13,5	13
5	200	14,5	14,5	0,8	50%	6,1	51	5	10	16,8	15

Los resultados de dicha prueba revelan que hasta la tercera amasada, es decir, con un 100%, 75% y 50% de agua caliente, se obtiene un grado de fluidez que se considera adecuado y suficiente. Sin embargo, en la cuarta amasada, con un porcentaje de agua caliente del 25%, el grado de fluidez vuelve a ser insuficiente.

De este modo e independientemente de lo indicado en la normativa (teniendo en cuenta que se está siendo conservador), se decide tomar las siguientes medidas:

- La primera amasada realizada se considerará de puesta a punto y no se verterá sobre el residuo, bombeándose sobre una cubeta vacía (de esta manera se calientan las líneas y se consigue disminuir el gradiente de temperaturas).
- La temperatura mínima de vertido será de 17 °C medidos en la amasadora/tolva, que es la correspondiente a la amasada de prueba con un 50% de agua caliente.

Tomando estas medidas se consigue el grado de fluidez mínimo y suficiente al llegar a la cesta para que la autonivelación del mortero sea la requerida.

Para cumplir este objetivo se procederá a calentar el agua de amasado a unos 50°C y mezclarla con agua de la red siempre manteniendo la dosificación establecida.

12.1.2. Dosificación

Excepcionalmente, y solo en los casos del mortero de bloqueo (el mortero de sellado debe usar las dosificaciones previamente descritas en todo momento), se podrá utilizar la dosificación descrita en la tabla 12.3, que asegura un aumento de la fluidez del mortero.

TABLA 12.3.- Dosificación modificada para el mortero de bloqueo

MORTERO DE BLOQUEO TIPO CABRIL	
Relación Agua/Cemento+Cenizas	$\leq 0,50$
Relación Agua/Mortero	$\leq 0,18$

De este modo, las distintas dosificaciones de mortero utilizadas en el PDC de la CNJC se presentan en la tabla 12.4:

TABLA 12.4.- Dosificaciones según el tipo de mortero y el tipo de hormigonado

TIPO DE MORTERO	MORTERO SECO (kg)	AGUA (kg)	RELACIÓN AGUA/MORTERO	USO	ADITIVO
Tipo Cabril	200	29	0,145	Sellado CE-2a/b	0,8 kg
	200	36	0,18	Bloqueo CE-2b y opcionalmente bloqueo CE-2a	
Ligero	140	40	0,285	Bloqueo CE-2a	

12.2. Acondicionamiento de filtros

Los filtros utilizados en el sistema de filtración del agua de cavidad y FCG (ver figura 12.1) deben ser retirados y sustituidos cuando su capacidad de filtrado se reduce debido a su uso.



FIGURA 12.1.- Filtros a acondicionar en CE-2b

Durante el proceso de filtrado es evidente que los filtros se contaminan, convirtiéndose en residuos y, por tanto, siendo necesario su acondicionamiento en los contenedores adecuados y su envío, como residuos, al C.A. de El Cabril.

La mayor parte de estos filtros no se pueden acondicionar en bidones estándar de 220 litros por poseer unas dimensiones que imposibilitarían el cumplimiento del espesor mínimo de pared de mortero de 5 cm, exigido en los Criterios de Aceptación de Bultos Primarios. Adicionalmente, los niveles de tasa de dosis que presentan harían costosos, desde el punto de vista radiológico, el proceso de acondicionamiento en bultos primarios.

De este modo se decidió que estos filtros se introdujeran en cestas (ver figura 12.2) y fuesen acondicionados en contenedores CE-2b (que son los que se reciben directamente de la fábrica de El Cabril con una pared de 5 cm de mortero), conformando UA del mismo modo que se hace con los residuos primarios de los internos del reactor.



FIGURA 12.2.- Cesta llena de filtros en el agua del FCG

Durante el diseño de dicho acondicionamiento, se contempló la contingencia de que los filtros flotaran durante la adición de mortero de bloqueo, saliéndose de la cesta y del contenedor, provocando una intervención manual y una más que probable contaminación del túnel de transferencia, es decir, dicha contingencia podría causar numerosos problemas, tanto operacionales como radiológicos.

En primer lugar, se procedió a realizar una prueba para comprobar el comportamiento de los filtros en el proceso de bloqueo, simulando la adición de mortero.

En dicha prueba se introdujeron dos filtros en un cajón (ver figura 12.3), uno con su extremo libre tapado con cinta y otro con dicho extremo completamente libre (ver figura 12.4).



FIGURA 12.3.- Prueba de flotación de filtros (I)



FIGURA 12.4.- Prueba de flotación de filtros (II)

El filtro con el extremo libre no llegó a flotar en ningún momento debido a que el mortero entró con facilidad en su interior. Sin embargo, el filtro con el extremo tapado sí flotó.

A continuación, se retiró la cinta que tapaba el filtro que flotaba para comprobar si seguiría haciéndolo y, aunque entrar mortero en su interior, el filtro siguió flotando y no llegó en ningún momento a verse inmovilizado por el mortero (ver figura 12.5).



FIGURA 12.5.- Prueba de flotación de filtros (III)

Tras la realización de esta prueba, se concluyó en la necesidad de introducir cambios en el proceso de inmovilización o bloqueo de los filtros para evitar los efectos de flotación en los mismos.

Tras el estudio necesario, se decidió que los cambios a introducir serían los siguientes:

- Hacer el mortero de bloqueo lo más fluido posible de modo que aumenten las probabilidades de que se introduzca en los filtros. Para ellos se tomarán las medidas descritas en el apartado 12.1 de esta memoria.
- Añadir una chapa de acero de entre 125 y 150 kg de peso, agujereada de manera que permita el paso de mortero, para que añada peso sobre los filtros impidiendo su flotación (ver figura 12.6). Esta actuación se realizará en el FCG antes de capturar la cesta con la campana.



FIGURA 12.6.- Configuración de la cesta de filtros

- Añadir en la parrilla de la tapa una serie de topes cilíndricos fabricados en mortero tipo Cabril (ver figura 12.7) que garantizan la fijación de la chapa, evitando su potencial flotabilidad y asegurando un espacio de al menos 5 cm entre la tapa y los residuos, necesario para realizar correctamente el proceso de sellado.



FIGURA 12.7.- Topes de hormigón sobre la parrilla de la tapa

Por último, se decidió incluir la posibilidad de realizar el bloqueo con la tapa puesta, de manera que, tras comenzar dicho proceso de la manera habitual y ante una súbita flotación de la chapa y/o los filtros o ante cualquier otra contingencia, el supervisor de las operaciones pueda dar la orden de poner la tapa y continuar el proceso de bloqueo del mismo modo que se realiza el de sellado, inyectando por uno de los agujeros de la tapa el mortero tipo Cabril.

Para observar cualquier incidencia y ser capaz de saber cuándo debe pararse el proceso de bloqueo si éste se realiza con tapa, se utilizarán tres cámaras de infrarrojos que, introducidas en los tres agujeros libres de la tapa (ver figura 12.8), permitan asegurar una correcta visualización del hormigonado desde la Sala de Control del EAD (ver figura 12.9).

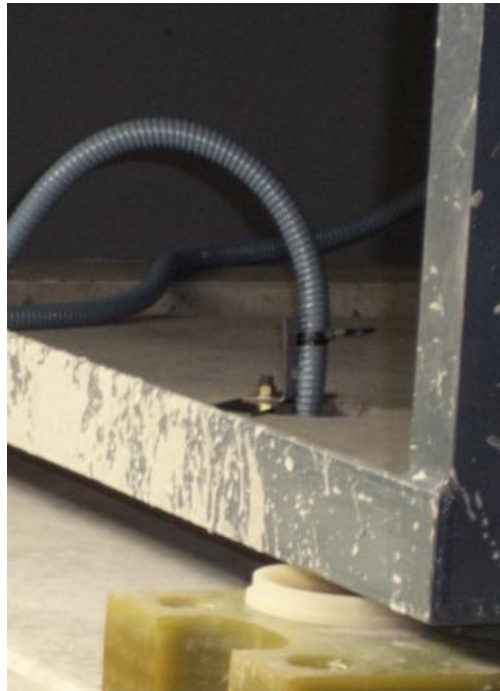


FIGURA 12.8.- Cámara introducida por agujero de la tapa

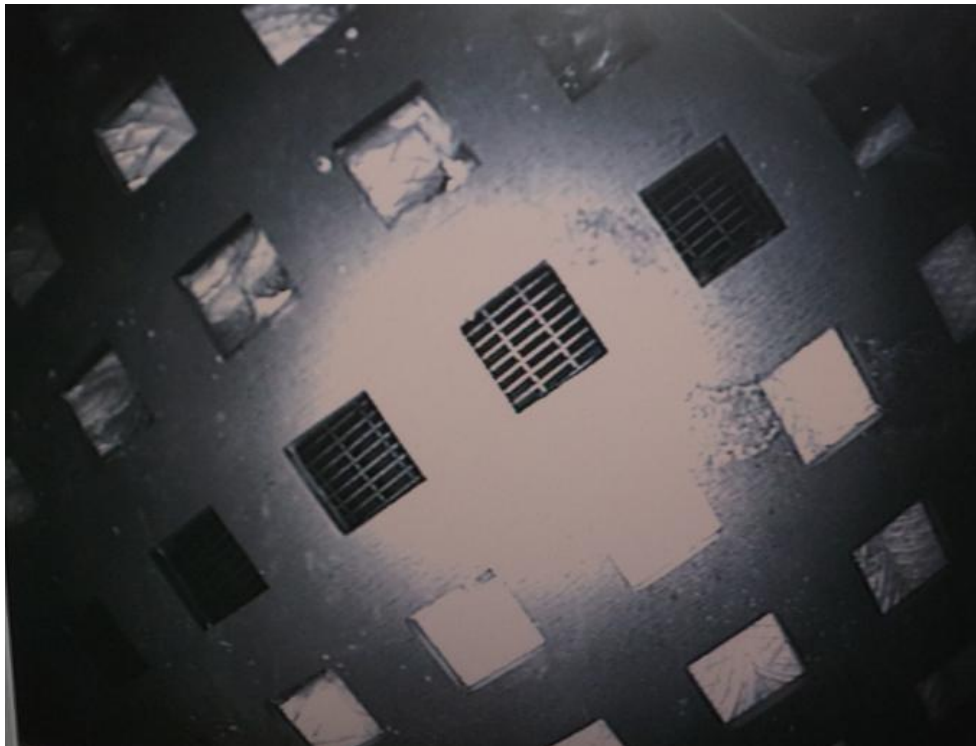


FIGURA 12.9.- Visión del interior de la cesta con las cámaras de infrarrojos

Para poder utilizar estas tres cámaras se ha diseñado un útil (ver figura 12.10), con las medidas adecuadas, para introducirlas sin tener que entrar en el túnel de transferencia, evitando una intervención en área radiológica.



FIGURA 12.10.- Útil de introducción de cámaras para proceso de bloqueo con tapa

El útil se maneja desde el local de la lanza de inyección, conectado con el túnel de transferencia por el hueco de vertido de mortero ligero. Dicho hueco no se usará nunca en el acondicionamiento de un CE-2b puesto que con dicho contenedor nunca se usa mortero ligero. De esta manera, el útil se puede bajar desde allí, introduciéndose las tres cámaras en los agujeros de la tapa sin requerir intervenciones manuales.

Adicionalmente, se cuenta con dos patines incorporados en el techo del túnel de transferencia, en la posición de inyección de mortero, que permiten evitar que la tapa del contenedor pudiese flotar al introducir el mortero realizando presión contra esta última (ver figura 12.11).



FIGURA 12.11.- Patines para bloqueo de la tapa

En una segunda prueba se comprobó, mediante el acondicionamiento de una cesta cargada con filtros no contaminados, la efectividad de los cambios descritos anteriormente.

Para simular la peor situación posible durante el acondicionamiento de filtros en CE-2b, se introdujeron filtros de menor densidad cerrados por sus extremos y botes de plástico (ver figura 12.12)



FIGURA 12.12.- Prueba medidas preventivas ante flotabilidad de filtros (I)

Las medidas implementadas permitieron evitar los problemas de flotabilidad observados en la primera prueba (ver figuras 12.13 y 12.14), comprobándose su efectividad y empleabilidad en el acondicionamiento de cestas cargadas de filtros contaminados.



FIGURA 12.13.- Prueba medidas preventivas ante flotabilidad de filtros (II)



FIGURA 12.14.- Prueba medidas preventivas ante flotabilidad de filtros (III)

CAPÍTULO 13

PRESUPUESTO

En este apartado se describen los costes derivados del desarrollo del presente proyecto y se presenta el presupuesto del mismo.

Estos costes se dividen en cuatro grupos distintos:

1. Personal: estimación de los honorarios que recibe el personal directo que ha intervenido en la realización del proyecto.

Para el cálculo de estos costes se tendrán en cuenta el número de horas dedicadas al proyecto, diferenciando entre las horas de ingeniería y las de redacción, y el coste por hora de cada una de estas actividades.

2. Equipos: estimación de los costes derivados de la utilización del conjunto de equipos utilizados para la realización del proyecto. En dicho conjunto se incluye el ordenador, la cámara fotográfica y las licencias de software.

Puesto que los equipos se deprecian y no se usan siempre en un 100% al proyecto, el coste imputable no tiene por qué ser igual al coste de compra.

3. Otros costes directos: en este apartado se detallan el resto de costes directos asociados al proyecto tales como dietas, desplazamientos, material fungible, etc.

Estos costes se calculan como un porcentaje del resto de costes. En este caso se ha estimado en un 15% de todos los costes descritos anteriormente.

4. Subcontratación de tareas: en este proyecto no se utilizó la subcontratación de tareas en ningún momento, por lo que no existen gastos asociados en este apartado.

A continuación, en la tabla 13.1, se presenta el desglose del presupuesto derivado del proyecto:

***GENERACIÓN DE UNIDADES DE ALMACENAMIENTO PARA EL
DESMANTELAMIENTO DE UNA INSTALACIÓN NUCLEAR***

TABLA 13.1.- Presupuesto

PRESUPUESTO			
PERSONAL			
Descripción	Horas (h)	Coste horario (€/h)	Coste imputable (€)
Ingeniería	220	75	16.500
Redacción	80	30	2.400
TOTAL PERSONAL	300	-	18.900
EQUIPOS			
Descripción	Coste (€)		Coste imputable (€)
Ordenador	1.000		500
Cámara fotográfica	150		100
Licencia Microsoft Office	240		80
TOTAL EQUIPOS	1.390		680
OTROS COSTES			
Descripción			Coste imputable (€)
Costes no incluidos en apartados anteriores (15%)			2.940
TOTAL			22.520 €
TOTAL (con IVA, 21%)			27.250 €

El presupuesto total de este proyecto asciende a la cantidad final de VEINTISIETEMIL DOSCIENTOS CINCUENTA EUROS (27.250,00 €).

Leganés a 6 de junio de 2013

El ingeniero proyectista

Fdo. Pablo Huelin Arroba

CAPÍTULO 14

CONCLUSIONES

14.1. Conclusiones

El objetivo principal de este TFG era el de realizar y documentar un análisis exhaustivo del proceso de acondicionamiento de los residuos procedentes de la segmentación de los internos del reactor de la Central Nuclear José Cabrera y de la generación de Unidades de Almacenamiento conteniendo dichos residuos.

El mencionado análisis serviría para realizar una memoria que describiera todo el proceso, de manera que se pudiera utilizar como material formativo y documentación del acondicionamiento de Unidades de Almacenamiento en la propia Central Nuclear José Cabrera, un proyecto pionero en España (y uno de los primeros en el mundo).

Como resultado del estudio llevado a cabo se ha obtenido un documento de más de 300 páginas que describe dicho proceso de una manera muy visual y amigable, pues cuenta con unas 200 imágenes, la mayoría tomadas en la propia instalación tanto en pruebas como en acondicionamientos reales y con unos 30 planos que representan los equipos mecánicos utilizados.

Esta memoria ha sido presentada, comentada y revisada con personal especializado de la C.N. José Cabrera más allá del propio autor y del tutor académico. Estos ingenieros participan de manera activa en el proceso de acondicionamiento de una Unidad de Almacenamiento, de manera que puede asegurarse que no exhibe errores y que incluye todos los aspectos necesarios para describir correcta y ampliamente dichos acondicionamientos.

También se ha logrado otro de los objetivos planteados y resultado del análisis desarrollado, proposición, estudio y desarrollo de mejoras y soluciones para cualquier problema descubierto durante dicho análisis:

- En primer lugar, se han propuesto soluciones para mejorar el grado de fluidez del mortero de bloqueo. Tras analizarlas y probarlas por completo, se ha decidido aplicar dichas soluciones en el proceso habitual de acondicionado, resolviendo por completo los problemas de fluidez y mejorando el desarrollo general de la generación de Unidades de Almacenamiento.
- En segundo lugar, se diseñó una serie de medidas para evitar una posible flotación de filtros durante su acondicionamiento, evitando así una incidencia que podría conllevar un alto riesgo radiológico.

Esta serie de mejoras, una vez probadas y comprobada su eficiencia, han sido implementadas en el proceso habitual de generación de Unidades de Almacenamiento.

El resultado de estas mejoras ha sido probado en los acondicionamientos de la UA12/085, la UA12/098 y la UA12/084, que contienen cestas cargadas con filtros de sistemas líquidos procedentes de la segmentación tanto de los internos superiores como de los internos inferiores. Todas estas cestas, especialmente la introducida en la UA12/084, tenían elevadas tasas de dosis (hasta de 90 mSv/h), por lo que cualquier incidencia durante su acondicionamiento hubiera tenido amplias implicaciones radiológicas.

De este modo, el éxito de estos acondicionamientos, que tuvieron lugar sin ninguna incidencia reseñable y en los que, en ningún momento, se llegó a temer por la flotabilidad de los filtros, demuestran que las medidas diseñadas son efectivas y que, por tanto, el presente TFG ha colaborado en dicho éxito.

Por último, el presente Trabajo de Fin de Grado también tenía un objetivo de aspecto informativo. Dicho objetivo se cumple con la redacción y publicación de la presente memoria en el archivo abierto de la Biblioteca de la Universidad Carlos III, donde será accesible al alumnado y profesorado de dicha universidad.

Además, como complemento a la memoria escrita y la presentación realizada sobre el proyecto ante el tribunal evaluador, se ha organizado una visita de personal docente de la Universidad a la Central Nuclear José Cabrera, donde se podrá comprobar la aplicación de todo lo explicado en la presente memoria, así como conocer un poco mejor los trabajos llevados a cabo por Enresa en un desmantelamiento.

Por tanto, puede afirmarse que el proyecto desarrollado ha cumplido todos los objetivos que se habían propuesto en un principio y que, además, ha servido para mejorar en cierta medida el proceso descrito.

14.2. Trabajos futuros

La segmentación de los internos del reactor de la C.N. José Cabrera ha finalizado a principios de junio de 2013 y el acondicionamiento en UA de las últimas piezas y filtros obtenidos tendrá lugar en julio de 2013 como muy tarde.

A continuación, va a iniciarse la segmentación de la vasija del reactor con la correspondiente generación de UA para acondicionar los residuos de media y baja actividad obtenidos.

Además, el generador de vapor, cuya segmentación comenzará entre el tercer y cuarto trimestre del año 2013, también conllevará la generación de UA, aunque en esta ocasión la segmentación no se realizará bajo agua, pudiendo suponer cambios en el proceso de acondicionamiento.

Todos estos trabajos, así como el diseño del transporte de UA al C.A. El Cabril que requerirá un transporte especialmente diseñado para ello, podrán dar lugar a nuevos estudios que podrían conllevar nuevos trabajos de fin de grado.

Además, el resto de acciones llevadas a cabo en el PDC de la CNJC, no relacionadas con la generación de UA suponen temas innovadores e interesantes que pueden ser utilizados para desarrollar nuevos trabajos de fin de grado.

BIBLIOGRAFÍA

- [1] *Apuntes de asignatura Máquinas y Centrales Térmicas*. Grado en Ingeniería Mecánica, Universidad Carlos III de Madrid. Curso 2010/2011.
- [2] Cacuci, Dan Gabriel. *Handbook of Nuclear Engineering*. 1ª ed. New York: Springer, 2010. 3642 p. ISBN: 978-0-387-98130-7.
- [3] *Desmantelamiento y clausura de centrales nucleares*. 1a ed. Madrid: Consejo de Seguridad Nuclear, 2008. 37 p.
- [4] *Documento descriptivo de filtros de circuitos líquidos RBMA acondicionados directamente en contenedores CE-2b*. Guadalajara: Empresa Nacional de Residuos Radiactivos, S.A. 2013.
- [5] *Documento descriptivo de residuos sólidos heterogéneos RBMA acondicionados directamente en contenedores CE-2a*. Guadalajara: Empresa Nacional de Residuos Radiactivos, S.A. 2013.
- [6] *Documento descriptivo de residuos sólidos heterogéneos RBMA acondicionados directamente en contenedores CE-2b*. Guadalajara: Empresa Nacional de Residuos Radiactivos, S.A. 2013.
- [7] *Dossier de prensa: Desmantelamiento de José Cabrera*. 1a ed. Madrid: Empresa Nacional de Residuos Radiactivos, S.A., 2006. 20 p.
- [8] España. Ley orgánica 25/1964, de 29 de abril, sobre aplicaciones pacíficas de la energía nuclear. *Boletín Oficial del Estado*, 4 de mayo de 1964, núm. 107, p. 5688.
- [9] *Estratos*. Empresa Nacional de Residuos Radiactivos, S.A. 2005, nº 77. Madrid: Empresa Nacional de Residuos Radiactivos, S.A., 1986-.
- [10] *Guía de Seguridad 9.1. Control del Proceso de Solidificación de Residuos Radiactivos de Media y Baja Actividad*. Madrid: Consejo de Seguridad Nuclear, 1991. 10 p
- [11] *Guía de Seguridad 9.2. Gestión de materiales residuales sólidos con contenido radiactivo generados en instalaciones radiactivas*. Madrid: Consejo de Seguridad Nuclear, 2001. 25 p.

- [12] *Manual del Curso de Capacitación para Supervisores de Instalaciones Radiactivas*. Madrid: INFOCITEC, 2007. 120 p.
- [13] *Manual de instrucciones para la manipulación y acondicionamiento de residuos radiactivos en UA*. Guadalajara: Empresa Nacional de Residuos Radiactivos, S.A. 2013.
- [14] *Memoria del Desmantelamiento. Central Nuclear Vandellós I*. 2a ed. Madrid: Empresa Nacional de Residuos Radiactivos, S.A., 2007. 79 p.
- [15] *Operaciones para el traslado de cestas vacías CE-2a/2b al foso de combustible gastado (FCG) y retirada de las mismas una vez cargadas para su acondicionamiento en el edificio EAD*. Guadalajara: Empresa Nacional de Residuos Radiactivos, S.A. 2012.
- [16] *Procedimiento general de operación del sistema de adición de mortero de bloqueo y sellado de las Unidades de Almacenamiento*. Guadalajara: Empresa Nacional de Residuos Radiactivos, S.A. 2013.
- [17] Turne, James E. *Atoms, Radiation and Radiation Protection*. 3a ed. Darmstadt: Wiley-VCH, 2007. 595 p. ISBN: 978-3-527-40606-7.
- [18] *Verificación de los criterios de aceptación en el proceso de generación de Unidades de Almacenamiento en PDC CN José Cabrera*. Guadalajara: Empresa Nacional de Residuos Radiactivos, S.A. 2013.

Referencias web

- [19] **CSN:** Institución cuyo fin es velar por la seguridad nuclear y la protección radiológica de personas y medio ambiente en España.
www.csn.es
(Último acceso, 24/04/2013)
- [20] **ENRESA:** Empresa dedicada a la gestión de residuos radiactivos generados en España.
www.enresa.es
(Último acceso, 26/05/2013)

- [21] **FORO NUCLEAR:** Asociación de carácter civil que agrupa a las empresas españolas relacionadas con los usos pacíficos de la energía nuclear.

www.foronuclear.org

(Último acceso, 24/04/2013)

- [22] **OIEA:** organismo asociado a la Organización de Naciones Unidas, su objetivo es acelerar y aumentar la contribución de la energía atómica con fines pacíficos.

www.iaea.org

(Último acceso, 24/04/2013)

- [23] **ITER:** proyecto de colaboración entre varios países para demostrar la factibilidad científica y tecnológica de la fusión nuclear.

www.iter.org

(Último acceso, 24/04/2013)

- [24] **MINISTERIO DE INDUSTRIA, ENERGÍA Y TURISMO**

www.minetur.gob.es

(Último acceso, 24/04/2013)

GLOSARIO

ALARA: acrónimo de la expresión en inglés “*As Low As Reasonably Achievable*” (“tan bajo como se razonablemente alcanzable”). El principio ALARA se formula como “toda exposición a radiación debe mantenerse en niveles tan bajos como sea razonablemente posible, teniendo en cuenta factores sociales y económicos”.

Bulto: material catalogado como residuo radiactivo y totalmente acondicionado.

Campana de blindaje: equipo de blindaje de forma prismática, techo deslizante y equipo electroneumático asociado, destinado a la captura de cestas en la cavidad de recarga bajo agua y su transporte hasta la transferencia de las mismas en contenedores tipo CE-2 en el EAD.

Cesta: contenedor prismático fabricado con rejillas de acero al carbono, utilizado para contener los residuos procedentes de la segmentación de los internos y de otros grandes componentes, así como de filtros de circuitos líquidos contaminados durante la segmentación de dichos componentes.

Factor de Escala (FE): relación existente entre las concentraciones de dos isótopos en un material o residuo. Es la medida geométrica de las relaciones entre las concentraciones de los dos isótopos involucrados, el isótopo llave que se determina en la medida y el isótopo de difícil medida. Sólo es válido cuando se puede asumir la existencia de una correlación entre ambos isótopos.

Isótopo: átomos de un mismo elemento cuyos núcleos tienen una cantidad diferente de neutrones y, por lo tanto, difieren en masa atómica.

Residuo radiactivo: “cualquier material o producto de desecho, para el cual no está previsto ningún uso, que contiene o está contaminado con radionucleidos en concentraciones o niveles de actividad superiores a los establecidos por el Ministerio de Industria y Energía, previo informe del Consejo de Seguridad Nuclear”. Disposición adicional cuarta de la Ley 54/1997, de 27 de noviembre, reguladora del Sector Eléctrico (BOE del 28 de noviembre).

Residuos de Muy Baja Actividad (RBBA): aquellos materiales sólidos o solidificados que están contaminado o activados y cuyo contenido radiactivo no supera los límites que se determinen. Presentan, en general, actividades específicas entre 1 y 100 Bq, pudiendo llegar hasta varios miles en el caso de algunos radionucleidos de baja radiotoxicidad o de cantidades pequeñas. Deberán cumplir los criterios de aceptación establecidos por Enresa.

Residuos de Baja y Media Actividad (RBMA): aquellos materiales que poseen una actividad moderada, no generan calor, contienen básicamente isótopos con un periodo de semidesintegración inferior a 30 años y cuyo contenido en emisores alfa es inferior a 0,37 GBq/t (0,01 Ci/t en promedio). Deberán cumplir los criterios de aceptación establecidos por Enresa.

SCADA: acrónimo de la expresión en inglés “*Supervisory Control And Data Acquisition*” (“Supervisión, Control y Adquisición de Datos”). Es un software para ordenadores que permite controlar y supervisar procesos industriales a distancia.

UA: conjunto formado por un contenedor autorizado para su uso, bultos acondicionados o residuos de material radiactivo de baja y media actividad y material de relleno y sellado en su caso, que cumple con las limitaciones de actividad másica y con los requisitos y condiciones técnicas establecidas para su almacenamiento definitivo.

LISTA DE ACRÓNIMOS

ATC	Almacén Temporal Centralizado
ATI	Almacén Temporal Individualizado
CIEMAT	Centro de Investigaciones Energéticas, Medioambientales y Tecnológicas
CSN	Consejo de Seguridad Nuclear
DDB	Documento Descriptivo de Bulto
EAD	Edificio Auxiliar de Desmantelamiento
Enresa	Empresa Nacional de Residuos Radiactivos, S.A.
EURATOM	Comunidad Europea de la Energía Atómica
HIFRENSA	Hispano Francesa de Energía Nuclear, S.A.
FCG	Foso de Combustible Gastado
MITYC	Ministerio de Industria, Turismo y Comercio
MRMBA	Material Residual de Muy Baja Actividad
MRBMA	Material Residual de Baja y Media Actividad
OIEA	Organismo Internacional de Energía Atómica
PCI	Protección Contra Incendios
PDC de la CNJC	Proyecto de Desmantelamiento y Clausura de la Central Nuclear José Cabrera
PEI	Plan de Emergencia Interior
PGR	Plan General de Residuos
PIMIC	Plan Integrado para la Mejora de las Instalaciones del CIEMAT
PMD	Propuesta de Modificación de Diseño
PR	Protección Radiológica
PRL	Protección de Riesgos Laborales

PVRA	Programa de Vigilancia Radiológica Ambiental
PVS	Puesto de Vigilancia y Supervisión
RBBA	Residuos de Muy Baja Actividad
RBMA	Residuos de Media y Baja Actividad
RAA	Residuos de Alta Actividad
RCD	Residuos de Construcción y Demolición
TFG	Trabajo de Fin de Grado
UA	Unidad de Almacenamiento
UI	Unidad de Intervención
UMA	Unidad de Manejo Autorizada

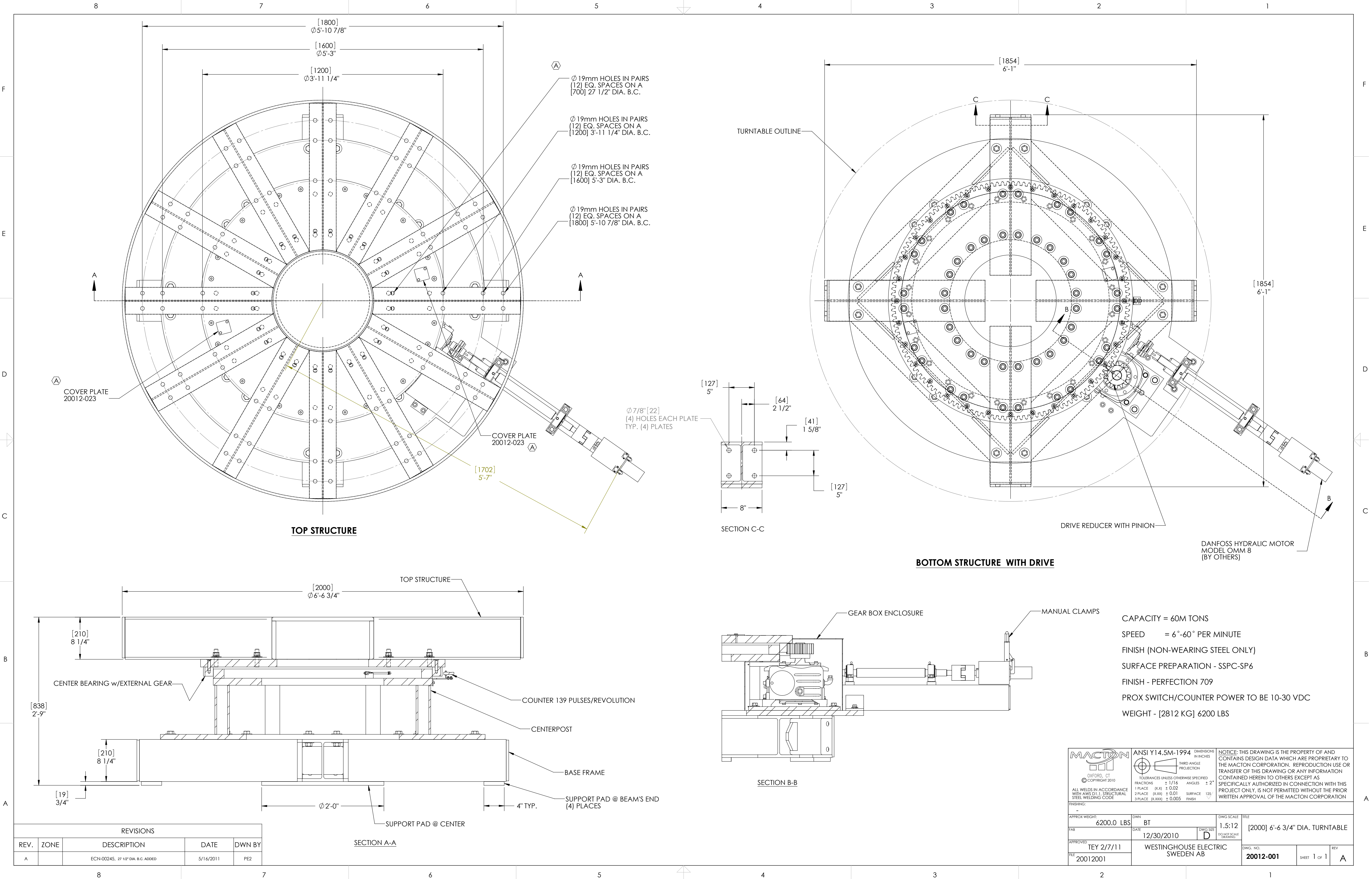
ANEXOS

- ANEXO 1: Planos de la Turn table
- ANEXO 2: Planos de contenedor CE-2a
- ANEXO 3: Planos de contenedor CE-2b
- ANEXO 4: Planos de cesta CE-2a
- ANEXO 5: Planos de cesta CE-2b
- ANEXO 6: Planos del Sistema de cuelgue e inmovilizador de giro
- ANEXO 7: Planos del Útil de manipulación de cestas
- ANEXO 8: Planos de la Estructura de centrado de cestas bajo agua
- ANEXO 9: Planos de la Campana
- ANEXO 10: Planos de la Grúa del EAD
- ANEXO 11: Planos del Spreader
- ANEXO 12: Planos de la Estructura soporte de campana
- ANEXO 13: Planos del Suplemento CE-2b
- ANEXO 14: Planos del Útil de izado de tapa CE-2
- ANEXO 15: Planos del Útil de izado de campana
- ANEXO 16: Planos de la Lanza de inyección



ANEXO 1: Planos de la Turn table

(contiene 1 página)

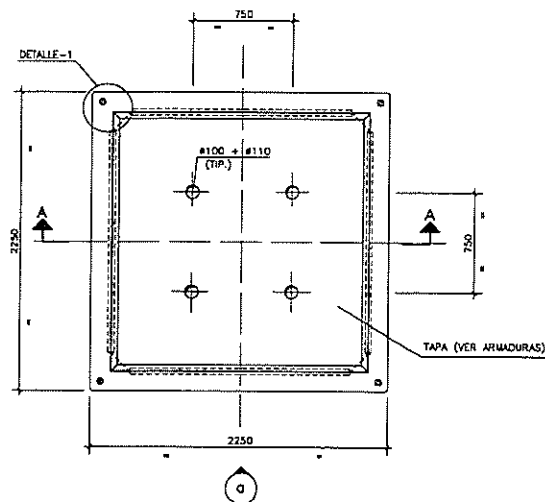




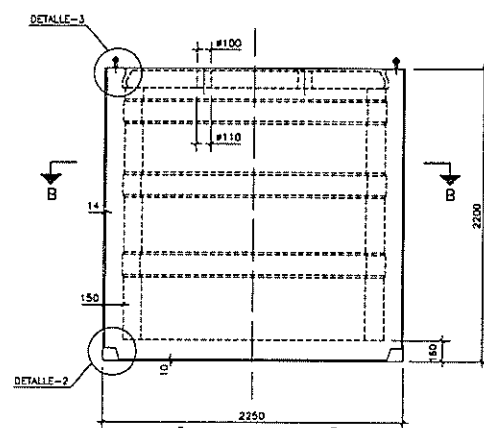
ANEXO 2: Planos de contenedor CE-2a

(contiene 1 página)

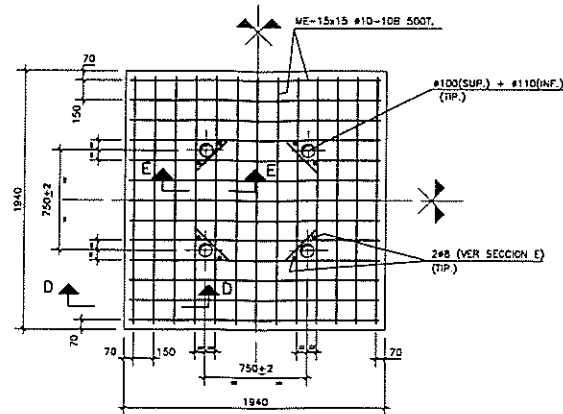
ESCALA 1:20
(COTAS EN mm) (TÍPICO)



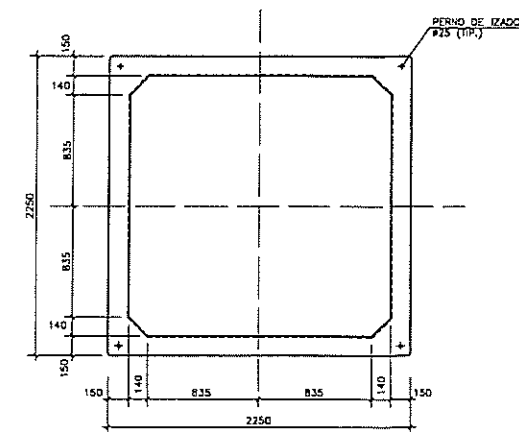
ESCALA 1:20



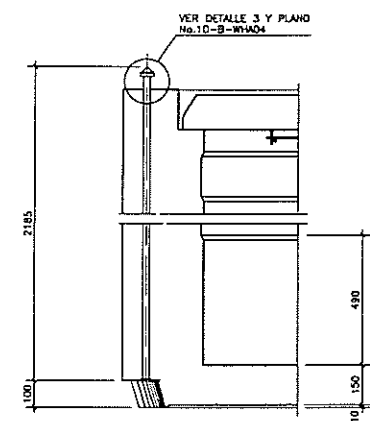
ESCALA 1:20



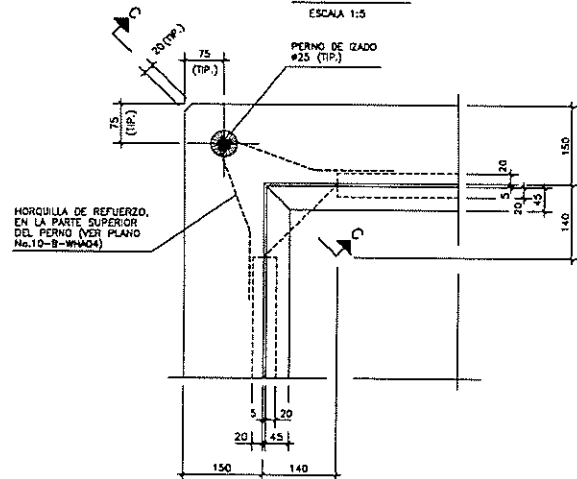
ESCALA 1:20



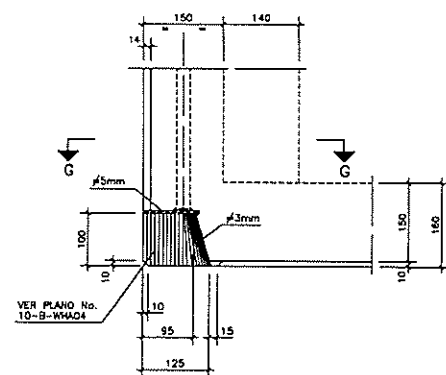
ESCALA 1:10



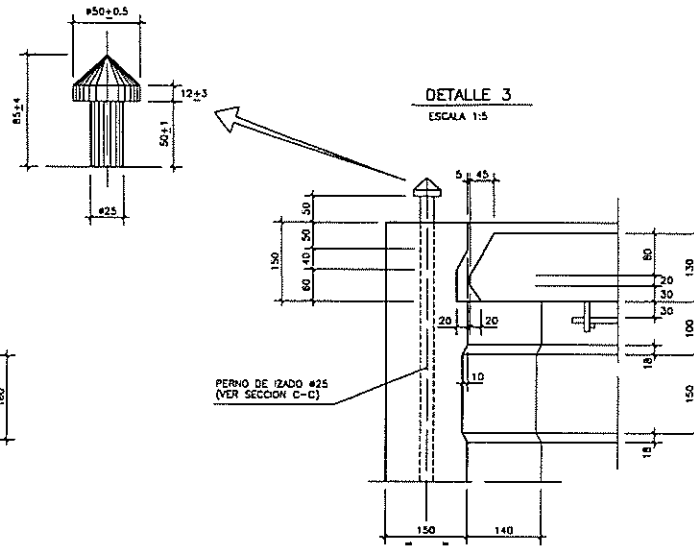
ESCALA 1:5



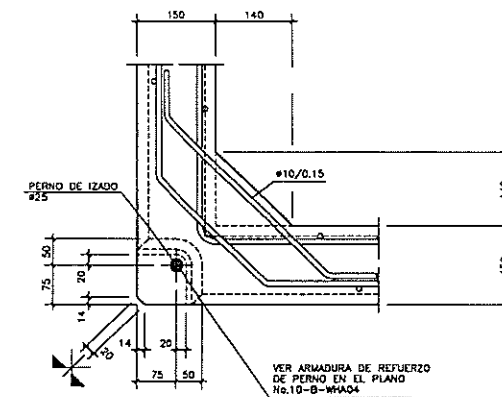
ESCALA 1:5



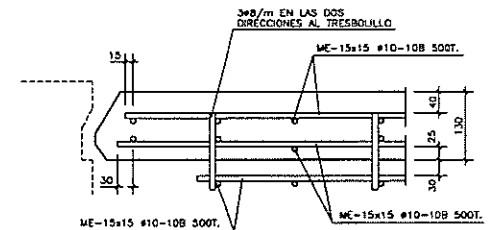
ESCALA 1:5



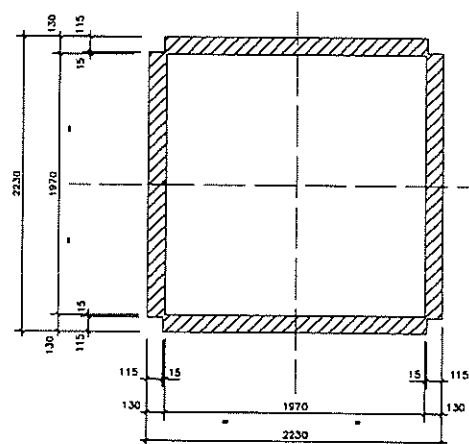
ESCALA 1:5



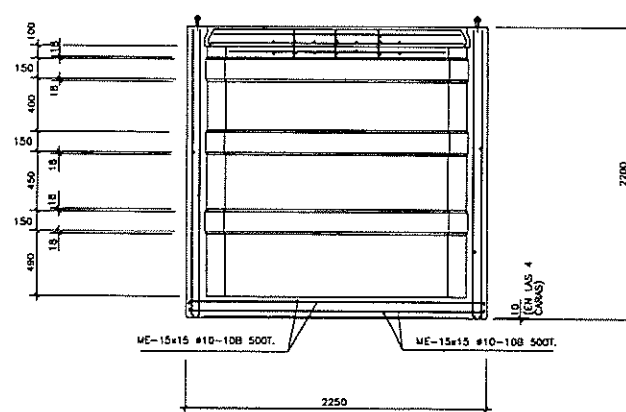
ESCALA 1:5



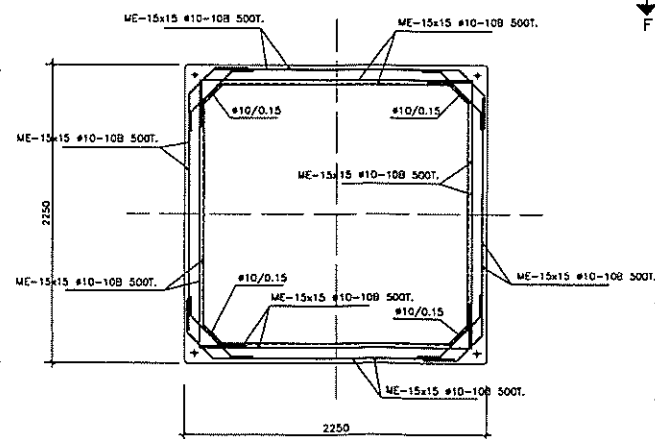
ESCALA 1:20



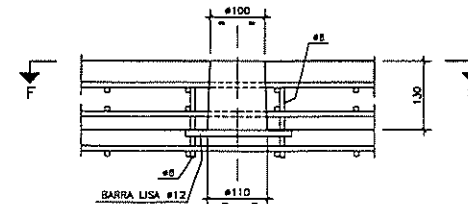
ESCALA 1:20



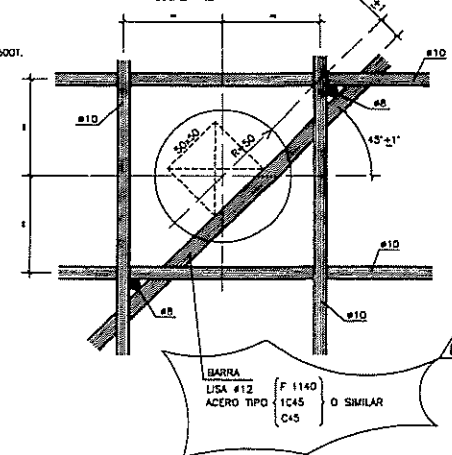
ESCALA 1:20









ESCALA 1:5



ESCA 1:2



1.-PARA MATERIALES Y CARACTERISTICAS, VER ESPECIFICACION.
2.-RECURRIMIENTOS LIMBIOS:
LAS DISTANCIAS LIBRES ENTRE CUALQUIER PUNTO DE LA SUPERFICIE INTERNA DE UNA BARRA INCLUIDO ESTREBOS Y EL PARMAMENTO MAS PROXIMO, SERA: 40mm EN A + 30% EXTERIORES Y 25mm EN INTERIORES, EXCEPTO EN ZONA DE CLAVES.

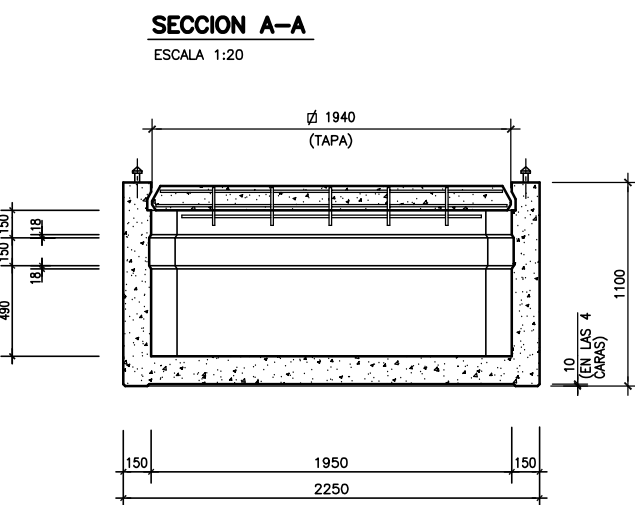
F.	11-02	ACTUALIZACION (PCD 144)				
F	11-02	ACTUALIZACION	P.R.	A.A.	B.G./15.	
	11-02	SE MODIFICAN ARMADURAS Y SE AÑADEN HORIZONTALS	P.R.	A.A.	B.G./15.	
3	03-05	SE DEFINE PERIÑO Y TOLERANCIAS	P.R.	A.A.	B.G./15.	
2	03-01	SE MODIFICAN COTAS	P.R.	A.A.	B.G./15.	
1	07-01	SE AÑADEN LLAVES CORRIANTE	P.R.	A.A.	B.G./15.	
0	01-01	PARA CONSTRUCCION	M.Q./P.R.	AA/1R	B.G./15.	
REV. FECHA		DESCRIPCION	DESC. MATERIAL		PROCE.	PREMIOS
			ALMACENAMIENTO RADIOACTIVOS DE BAJA PROYECTO			AD
						No.
						33
			CONTEN FORMAS			
						
PROYECTO		PLANO N.				
						
CLAVE		NIVEL DE CALIDAD				
						
				CONSEJ. AUT. CENTRAL		ESCALA :
						INDICADAS



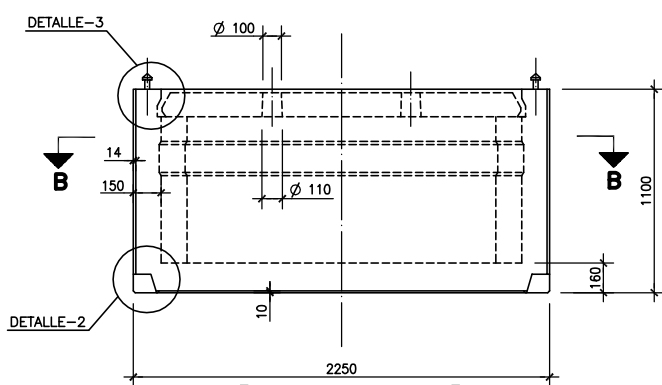
ANEXO 3: Planos de contenedor CE-2b

(contiene 2 páginas)

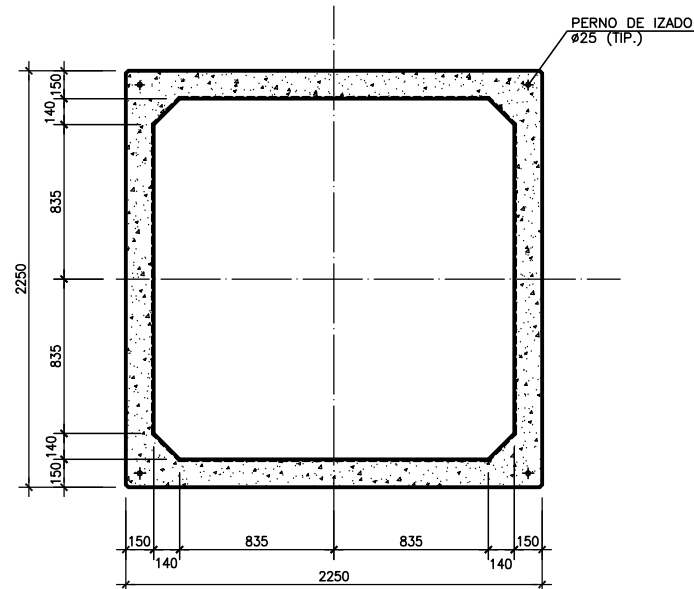
ESCALA 1:20
(COTAS EN mm) (TÍPICO)



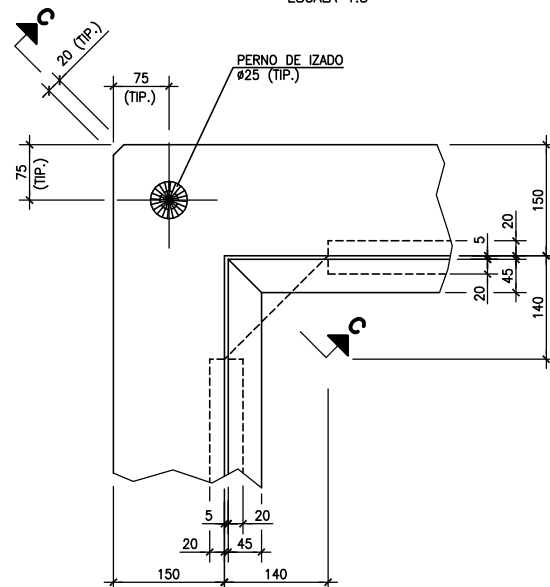
ESCALA 1:20



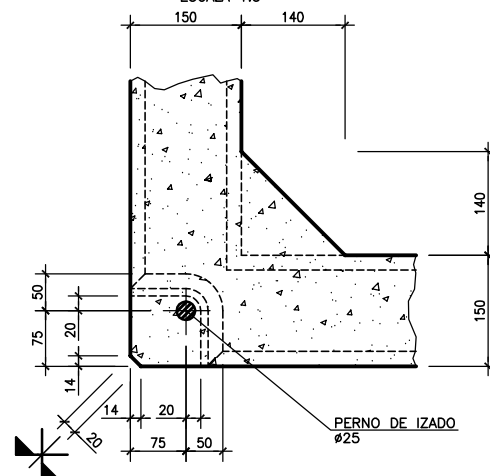
ESCALA 1:20



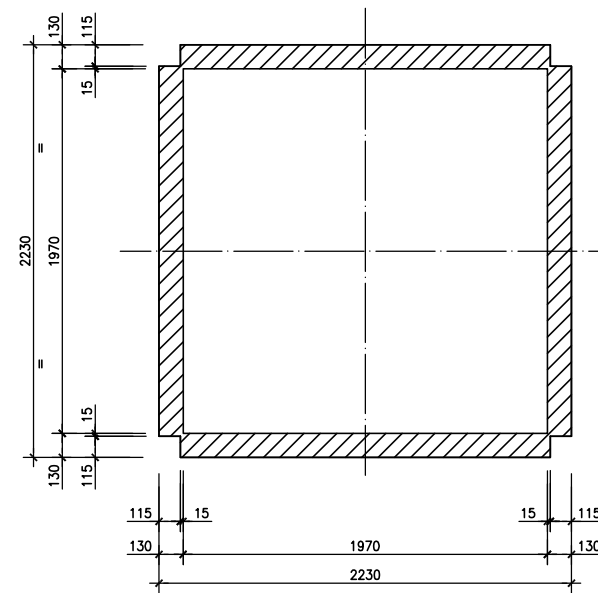
ESCALA 1:5



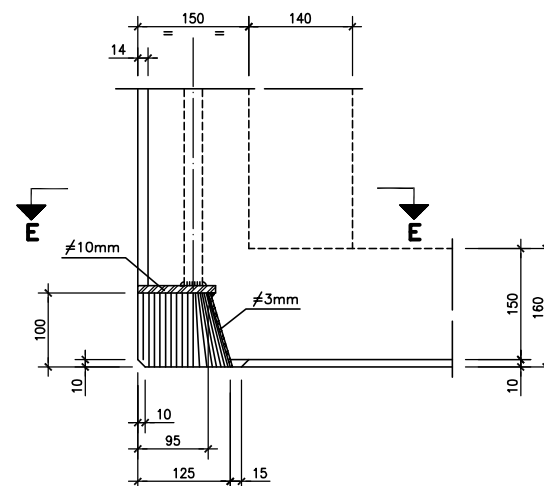
ESCALA 1:5



ESCALA 1:20

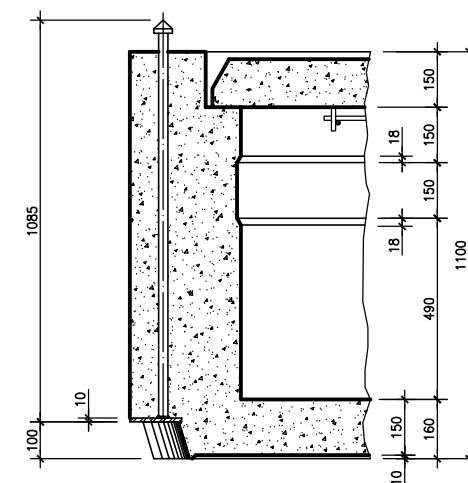


ESCALA 1:5

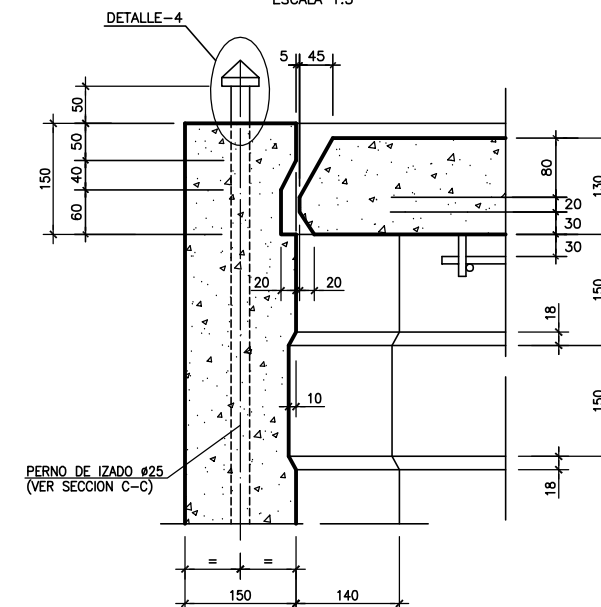


Technical drawing of a lamp post (Lampenmast) showing dimensions. The drawing includes a cross-section of the mast with a conical top. Dimensions are given in millimeters: total height 85 ± 4 , top diameter $\varnothing 50 \pm 0.5$, mast diameter $\varnothing 25$, and section height 50 ± 1 . A detail view of the top is shown with a height of 12 ± 1 .

ESCALA 1:10




ESCALA 1:5




1.- ESTE PLANO SE COMPLEMENTA CON EL PLANO Nro. 33-10-B-WHA07.

1	FEB-09	PARA CONSTRUCCION	G.L.B.*	-	C.M.A.*	J.S.S.*
0	DIC-08	PARA CONSTRUCCION (PCD-173)	G.L.B.*	-	C.M.A.*	J.S.S.*
A	OCT-07	PARA INFORMACION	G.L.B.-	-	C.M.A.-	J.S.S.-
REV.	FECHA	DESCRIPCION	REALIZADO	REALIZADO	COMPROB.	APROBADO

(*) APROBADO ELECTRONICAMENTE.
LOS DOCUMENTOS APROBADOS ELECTRONICAMENTE ESTAN AUTENTICADOS EN EL SISTEMA DE GESTION DE DOCUMENTOS ELECTRONICOS (EDMS) DE WESTINGHOUSE ELECTRIC COMPANY LLC.



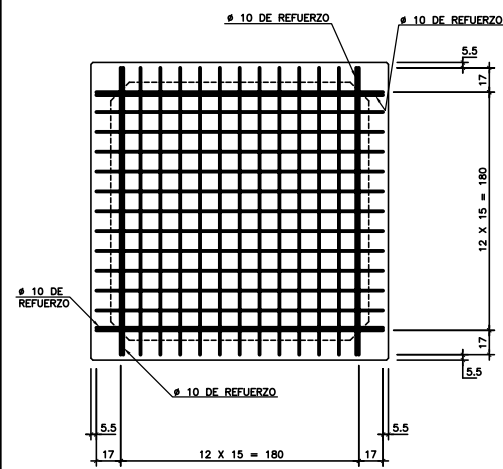
ALMACENAMIENTO DE RESIDUOS
RADIOACTIVOS DE BAJA Y MEDIA ACTIVIDAD
PROYECTO CABRIL



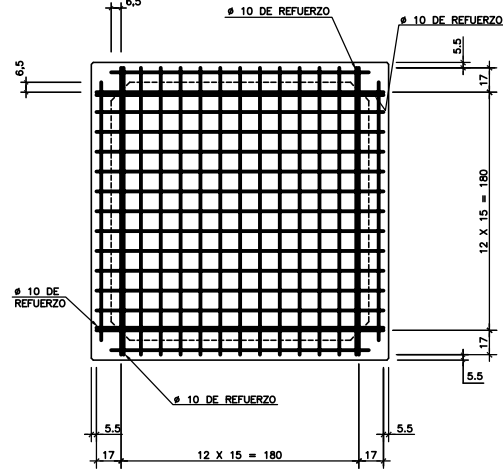
CONTENEDOR CE-2b
FORMAS

PLANO N°	3	1	0	B	W	H	A	0	6	ESCALA : 1:50 1:20 1:2
NIVEL DE CALIDAD	II									

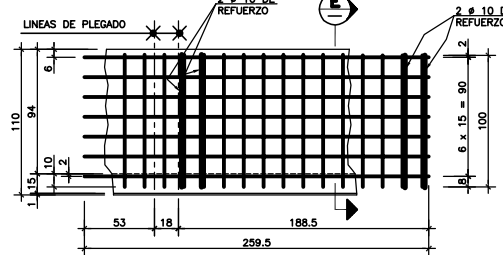
ESTE PLANO ES PROPIEDAD DE INTER MULTISER S.A. - INGENIERIA EN RECONSTRUCCION



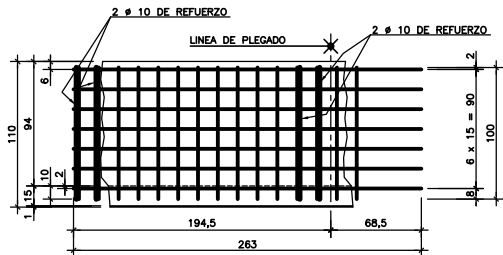
PARRILLA INTERIOR DE LA LOSA BASE



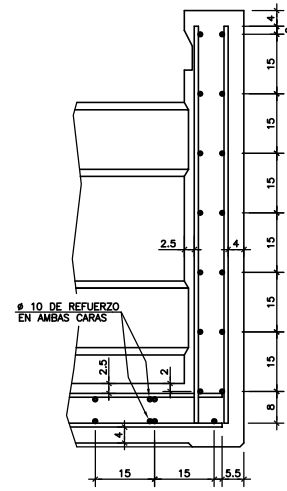
PARRILLA EXTERIOR DE LA LOSA BASE



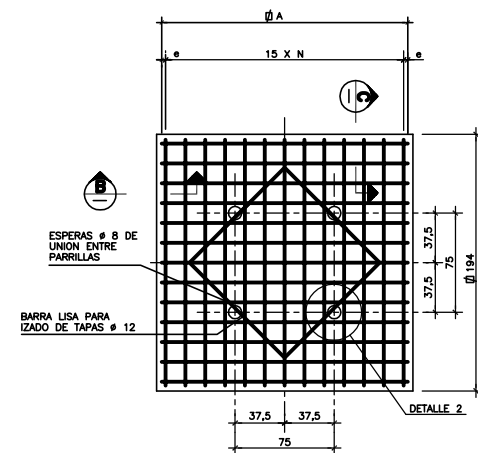
PARRILLA LATERAL EXTERIOR DESARROLLADA



PARRILLA LATERAL INTERIOR DESARROLLADA

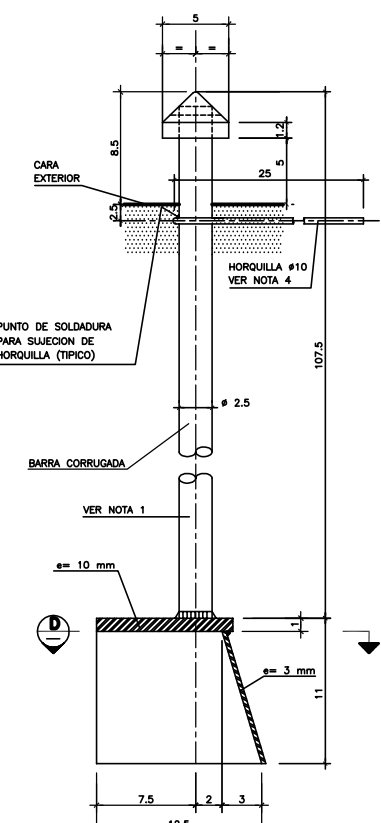


SECCION E (ARMADURA PRINCIPAL)



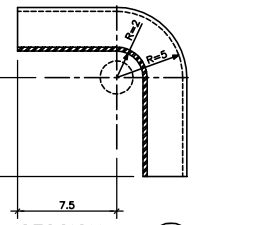
A	N	e	CANT.
153 (PARRILLA EXTERIOR)	10 espacios	1,5 cm.	1 ud.
183 (PARRILLA SUPERIOR)	12 espacios	1,5 cm.	1 ud.
186 (PARRILLA INFERIOR)	12 espacios	3 cm.	1 ud.

ARMADURA TAPA

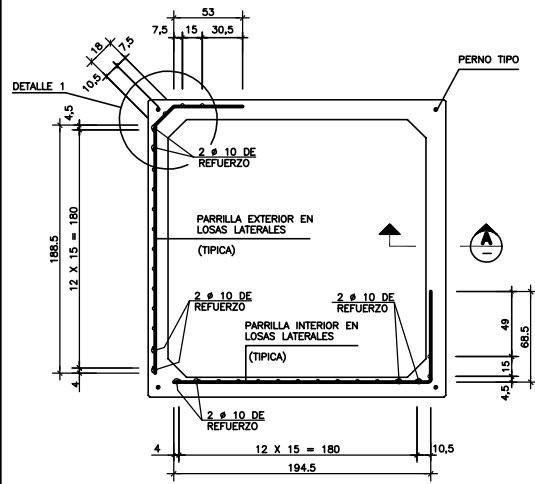


PERNO TIPO (4 UNIDADES)

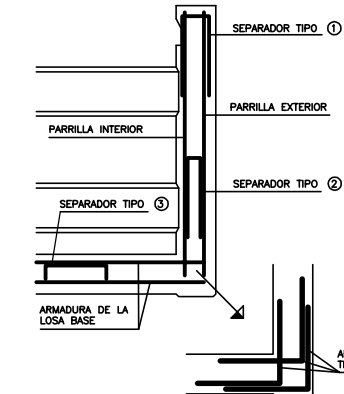
ESCALA 1:2



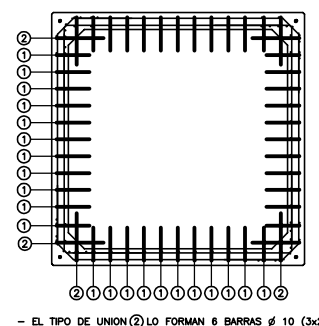
SECCION D



PARRILLAS INTERIORES Y EXTERIORES DE LAS LOSAS laterales

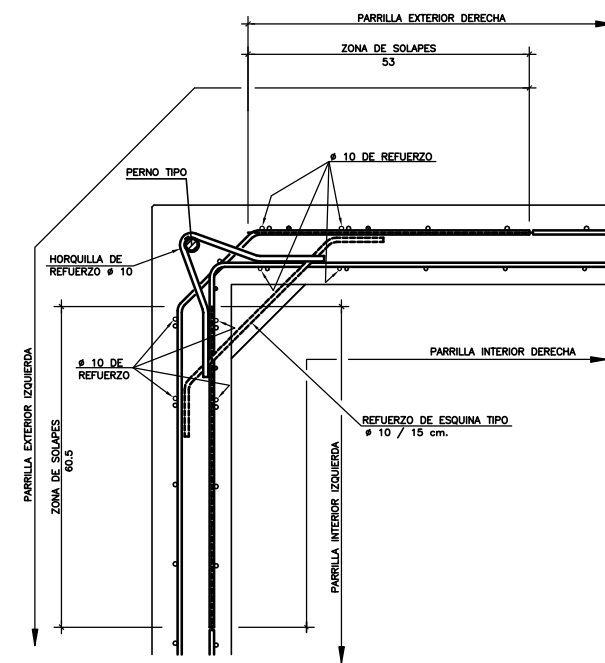


SECCION A



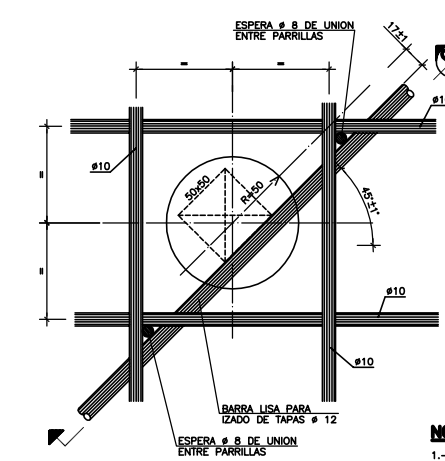
ESQUEMA TIPOS DE UNION DE PARRILLAS

EL TIPO DE UNION ② LO FORMAN 6 BARRAS # 10 (3x2)



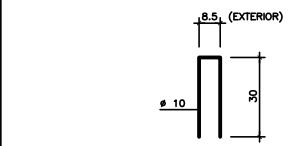
DETALLE 1

ESCALA 1:5



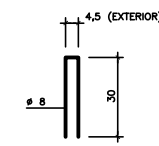
DETALLE 2

ESCALA 1:2



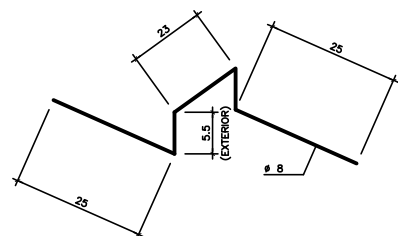
SEPARADOR TIPO 1

CANTIDAD : 12 X 4 = 48 uds.
LONGITUD DESARROLLO 68 cm.
ESTOS SEPARADORES PODRAN DESPLAZARSE LO NECESARIO PARA NO INTERFERIR CON LAS HORQUILLAS DE SUJECION DE PERNOS, RESPECTANDO LAS DISTANCIAS MINIMAS ESTABLECIDAS.



SEPARADOR TIPO 2

CANTIDAD : 4 X 4 = 16 uds./CONTENEDOR
LONGITUD DESARROLLO 64,8 cm.



SEPARADOR TIPO 3

CANTIDAD : 9 uds./CONTENEDOR
LONGITUD DESARROLLO 85 cm.

SEPARADOR TIPO 4

CANTIDAD : 7 X 2 = 14 uds.
LONGITUD DESARROLLO 64,5 cm.



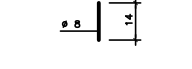
SEPARADOR TIPO 5

CANTIDAD : 7 X 2 = 14 uds.
LONGITUD DESARROLLO 64,9 cm.



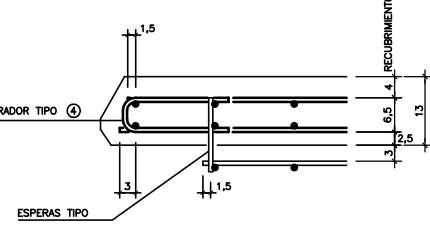
BARRA PARA IZADO DE TAPAS # 12

CANTIDAD : 4 uds.
LONGITUD DESARROLLO 101 cm.

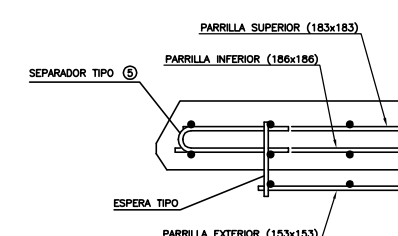


ESPERAS TIPO # 8

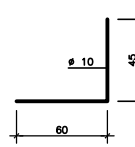
CANTIDAD : 13 uds./ESQUINA = 52 uds.
RESTO TAPA : 32 uds./CONTENEDOR
LONGITUD DESARROLLO 14 cm.



SECCION B

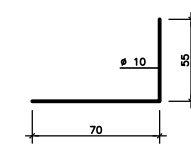


SECCION C



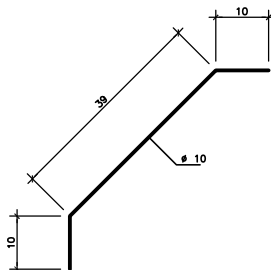
ARMADURA UNION PARRILLAS TIPO 1

CANTIDAD : 3 X 11 X 4 = 132 uds.
LONGITUD DESARROLLO 95 cm.



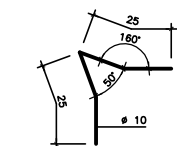
ARMADURA UNION PARRILLAS TIPO 2

CANTIDAD : 6 X 2 X 4 = 48 uds.
LONGITUD DESARROLLO 115 cm.



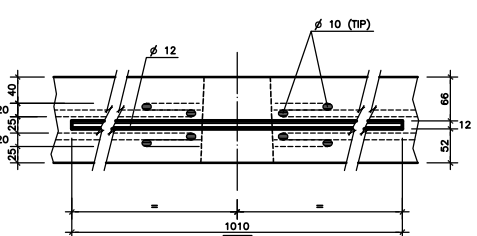
REFUERZO DE ESQUINA TIPO

CANTIDAD : 13 uds./ESQUINA = 52 uds.
LONGITUD DESARROLLO 59 cm.



HORQUILLAS

CANTIDAD : 1 X 4 = 4 uds.
LONGITUD DESARROLLO 50 cm.



SECCION G

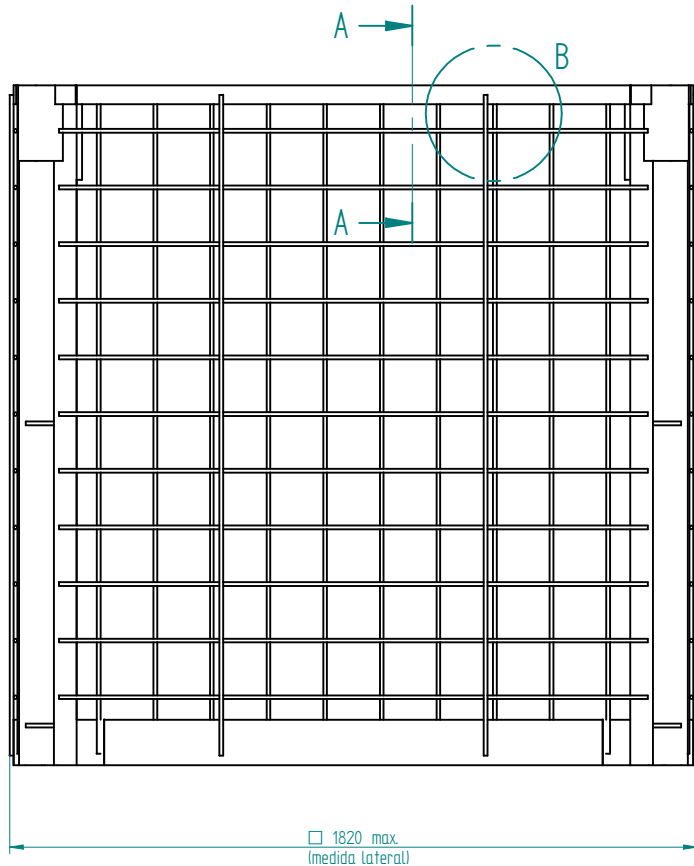
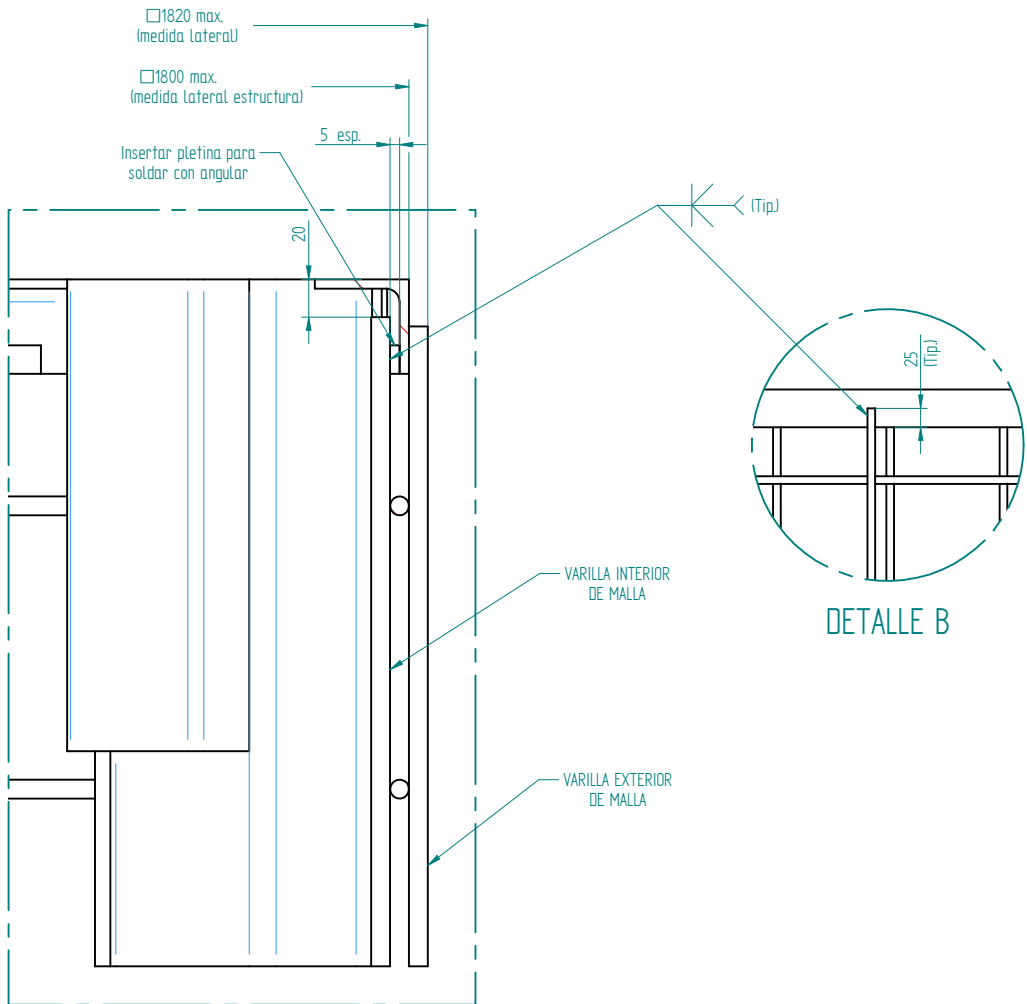
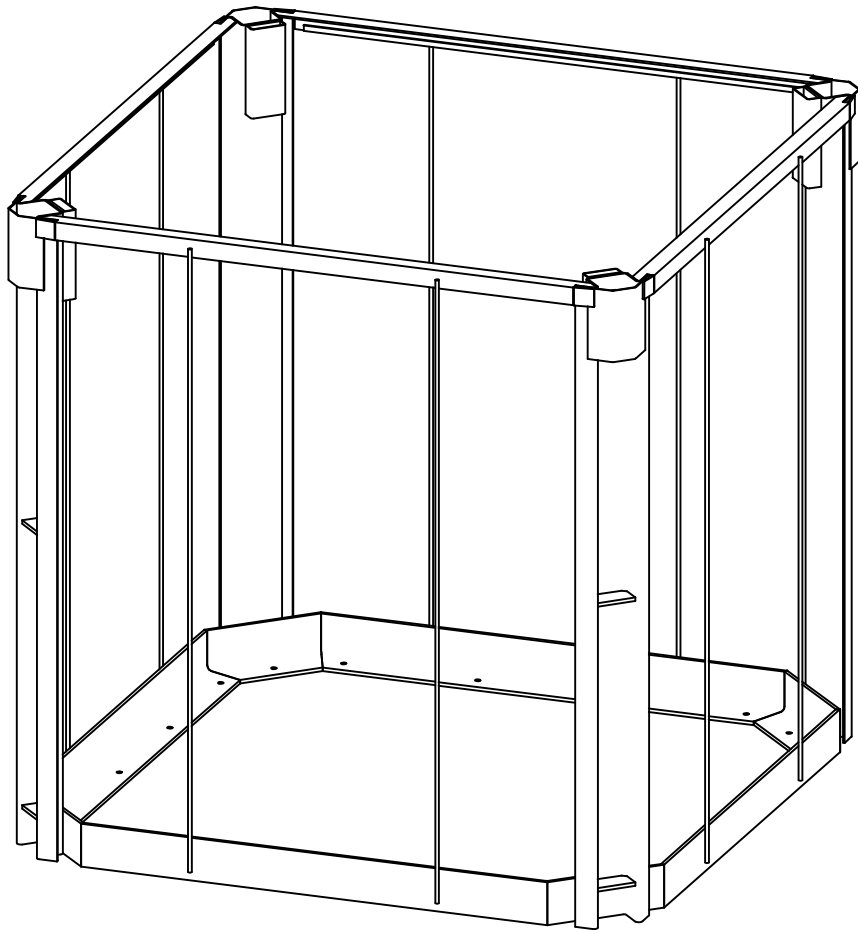
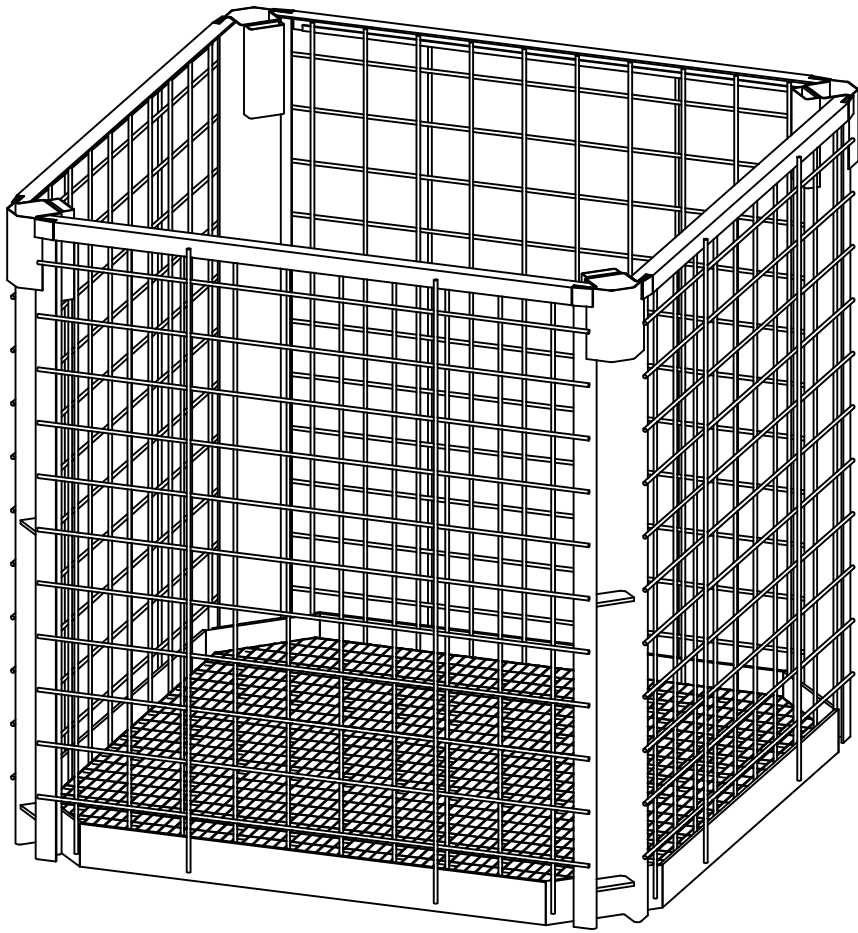
NOTAS

- ESTE PLANO SE COMPLEMENTA CON EL PLANO No. 33-10-B-WHA06.
- LA CABEZA DEL PERNO SE EFECTUARA CON TUERCA CILINDRICA ROSCADA (M-24) SOLDADA EN EL PERMETRO SUPERIOR Y MECANIZADA PARA CONSEGUIR LA FORMA INDICADA.
MATERIALES:
CABEZA : ACERO C45 (UNE-EN 10083-2), 1C45 (UNE 36051-2), F1140 6 SIMILAR VASTAGO : BARRA CORRUGADA ACERO B-500S, B-500SD
CAZOleta : ACERO AL CARBONO
- DOBLADO DE ARMADURAS : EN ARMADURAS PRINCIPALES Y REFUERZOS SE REALIZARAN CON MANDRILES DE Ø 40 mm.. EN SEPARADORES PODRAN UTILIZARSE DIAMETROS MENORES.
- LAS CARACTERISTICAS DE ADHERENCIA DE LA ARMADURA DEBERAN ESTAR CERTIFICADAS A PARTIR DEL ENSAYO DE LA VIGA (ANEJO C DE LA NORMA UNE-EN-10080)
- LAS COTAS ESTAN DADAS EN CENTIMETROS
- LAS HORQUILLAS DE ATADO DE PERNO, NO ESTARAN EN CONTACTO CON LA ARMADURA, MANTENIENDO CON ESTA UNA DISTANCIA MINIMA DE 25 mm.
- LOS SEPARADORES TIPO 2, 3, 4 Y 5 SERAN NC ASI COMO LA HORQUILLA DE REFUERZO DEL PERNO.
- ACERO :
MALLAS :
ME 150x150 S # 10-10 2595x1000 B500S o B500SD EN-10080.
ME 150x150 S # 10-10 2630x1000 B500S o B500SD EN-10080.
ME 150x150 S # 10-10 2140x2140 B500S o B500SD EN-10080.
REDONDOS #10 y #8 B500S (UNE-36068) o B500SD (UNE-36065); TIPO DE ARMADURA AP500 S, AP500 SD.
- RECURRIMIENTOS MINIMOS:
LAS DISTANCIAS LIBRES ENTRE CUALQUIER PUNTO DE LA SUPERFICIE LATERAL DE UNA BARRA INCLUIDO ESTRIOS Y EL PARAMENTO MAS PROXIMO, SERA DE 40 mm. EN EXTERIORES Y 25 mm. EN INTERIORES, EXCEPTO EN ZONA DE LLAVES.
- HORMIGON ARMADO TIPO HA-35/B/16/RESISTENCIA CARACTERISTICA fck>35 N/mm2 NIVEL DE CONTROL DE EJECUCION INTENSO

0	DIC-08	PARA CONSTRUCCION (PCD-173)	G.L.B.*	-	C.M.A.*	J.S.S.*
REV.	FECHA	DESCRIPCION	REALIZADO	REALIZADO	COMPROBADO	APROBADO
(*) APROBADO ELECTRONICAMENTE. LOS DOCUMENTOS PREPARADOS ELECTRONICAMENTE ESTAN AUTENTICADOS EN EL SISTEMA DE GESTION DE DOCUMENTOS ELECTRONICOS (SIGDE) DE INTERMUNICACION ELECTRONICA (SIGDE).						
			ALMACENAMIENTO DE RESIDUOS RADIOACTIVOS DE BAJA Y MEDIA ACTIVIDAD PROYECTO CABRIL			
			CONTENEDOR CE-2b PLANILLAS ARMADURAS Y PERNOS			
PLANO N° 313 110 B WHA107						ESCALA : 1:50 1:20 1:2
NIVEL DE CALIDAD II						
ESTE PLANO ES PROPIEDAD DE INTERMUNICACION S.A. - PROHIBIDA SU REPRODUCCION						



ANEXO 4: Planos de cesta CE-2a
(contiene 3 páginas)

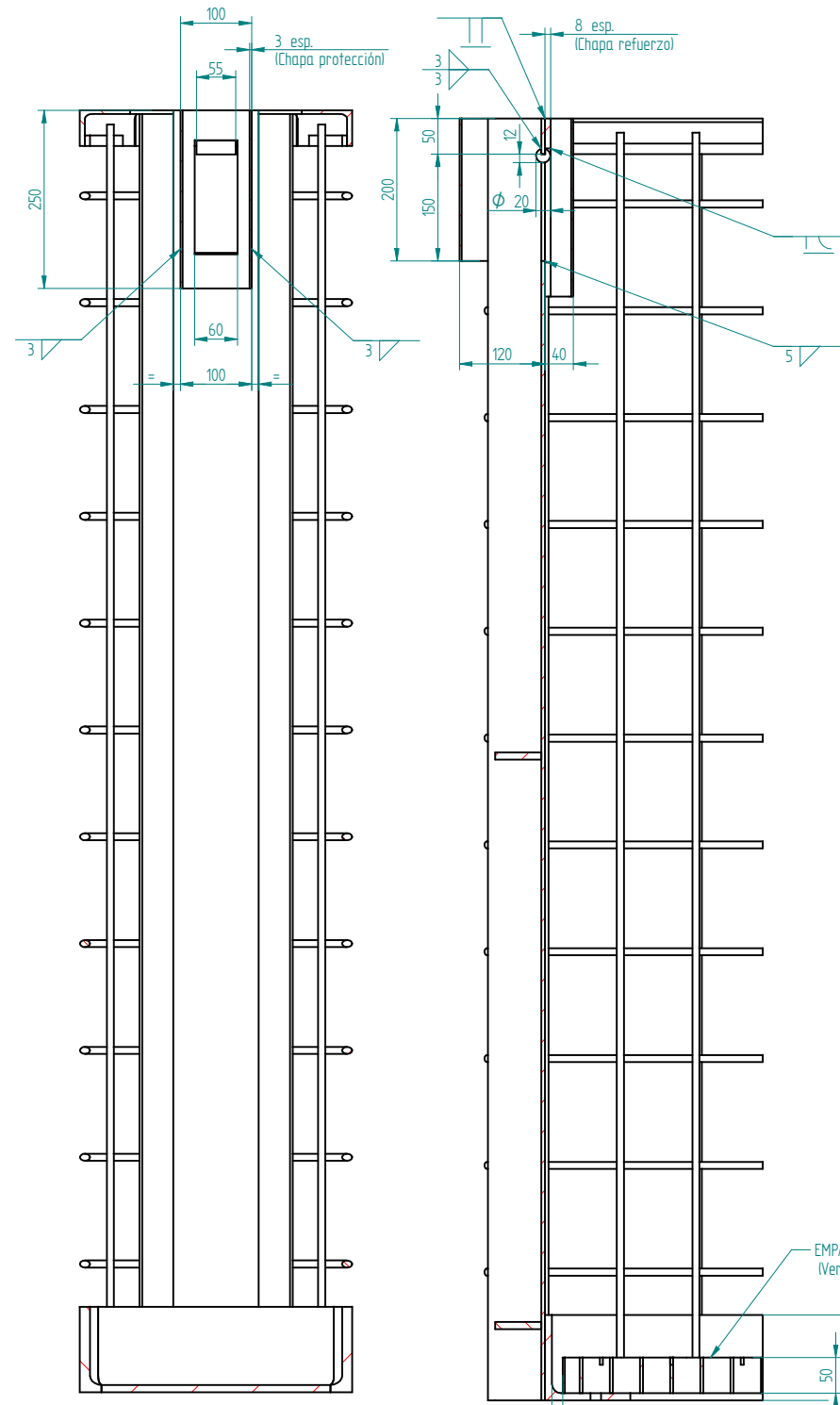
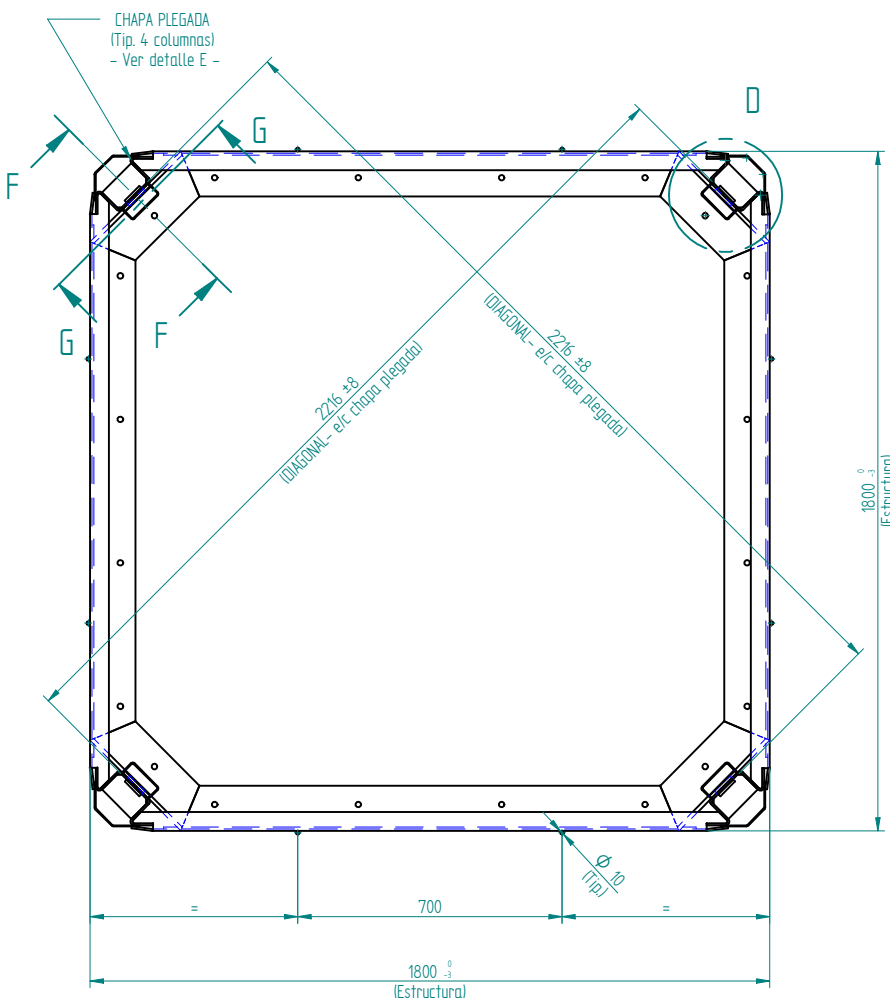
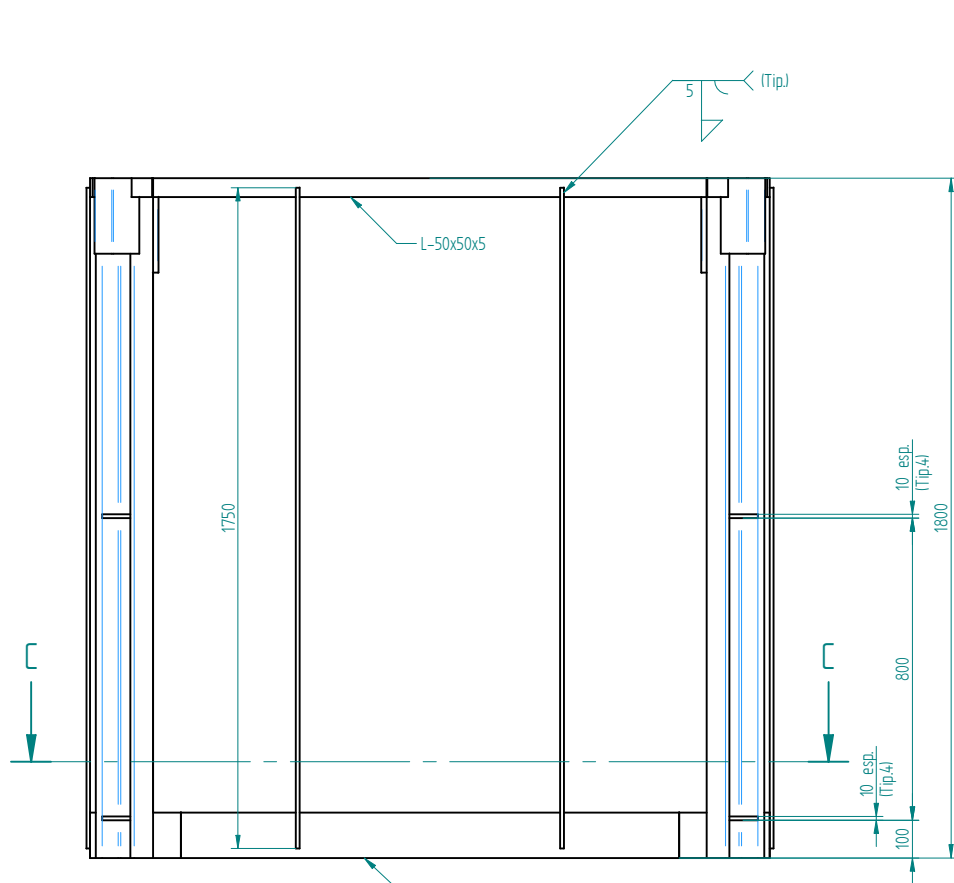


CORTE A-A
DETALLES UNION DE MALLA
ELECTROSOLDADA A ESTRUCTURA

4	-	-	-	-		
3	-	-	-	-		
2	-	-	-	-		
1	-	-	-	-		
0	EMISION	07-09-2012	J.L. ALONSO			
REV	MOTIVO DE LA REVISION / MODIFICATION REASON		FECHA/DATE	DIBUJADO/DFTM		
CLIENTE/CUSTOMER: ENRESA						
PROYECTO/PROJECT: ELEMENTOS DE TRANSPORTE ENTRE EDIFICIOS - PDC C.N.J.C.						
ORDEN DEL CLIENTE/CUSTOMER ORDER: 0060000104						
LISTA DE MATERIALES/MATERIALS LIST: 1BG8.LM.420						
DIBUJADO POR / DFTM:		REVISADO POR / CHECKED BY:	APROBADO POR / APPROVED BY:			
J.L. Alonso	FECHA/DATE	F. Cifrian	FECHA/DATE	B. Torre	FECHA/DATE	
Field Services	07/09/12	Field Services	07/09/12	P. Engineer	07/09/12	
CESTA MODIFICADA PARA MANEJO DE RESIDUOS EN CONTENEDOR CE-2a						

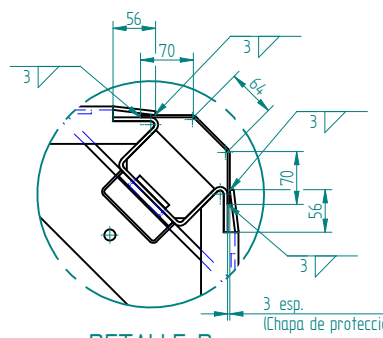
- CONJUNTO Y DETALLES -						
NUMERO DE PLANO / DRAWING NUMBER		REV.	HOJA SHEET	DE OF	ESCALA SCALE	FORMATO FORMAT
1BG8.PL.420		00	1	2	1:10	A1
			DOCUMENTO REFERENCIA-REF. DOCUMENT			

		SERVICIOS Y PROYECTOS ESPECIALES FIELD SERVICES & SPECIAL PROJECTS				
Este documento es propiedad de Ensa y se prohíbe reproducir o divulgar su contenido sin la expresa autorización de Ensa. This document contains information proprietary to Ensa and shall not be disclosed or reproduced without written authorization of Ensa						

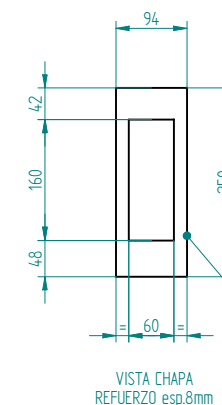


CORTE G-G

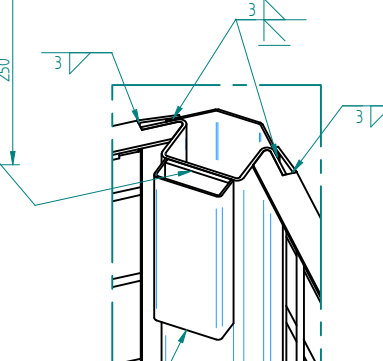
CORTE F-F



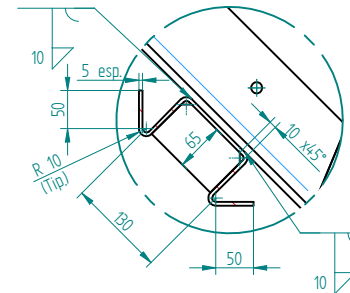
DETALLE D



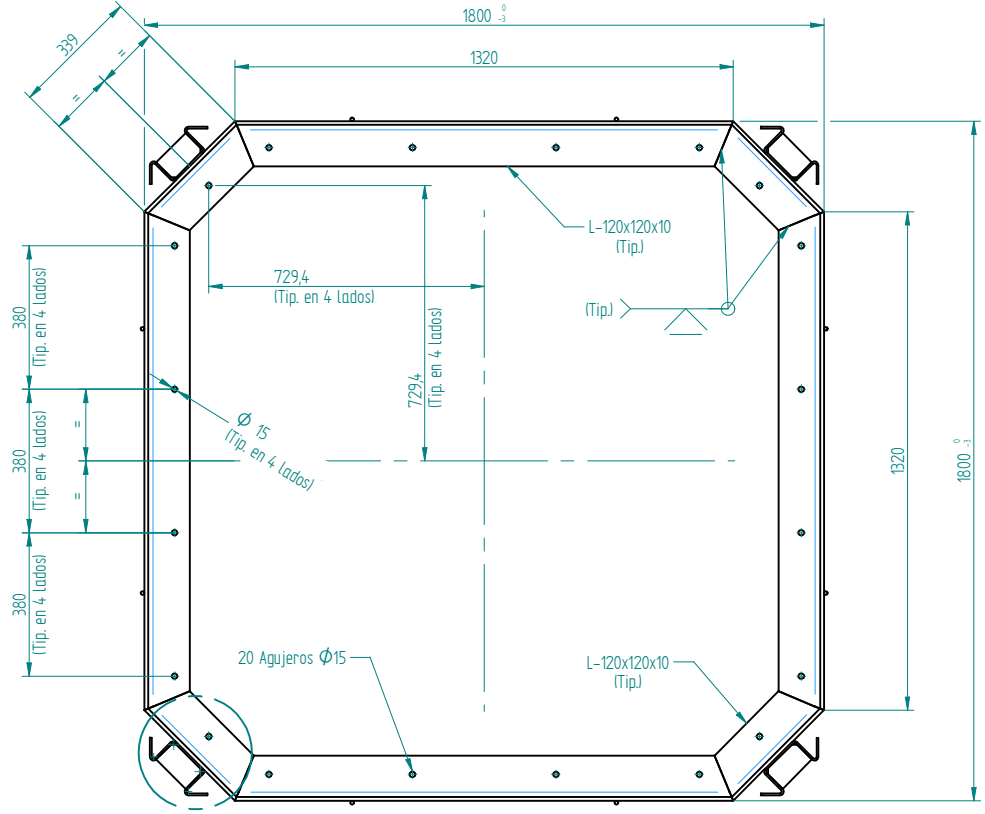
VISTA CHAPA REFUERZO esp.8mm



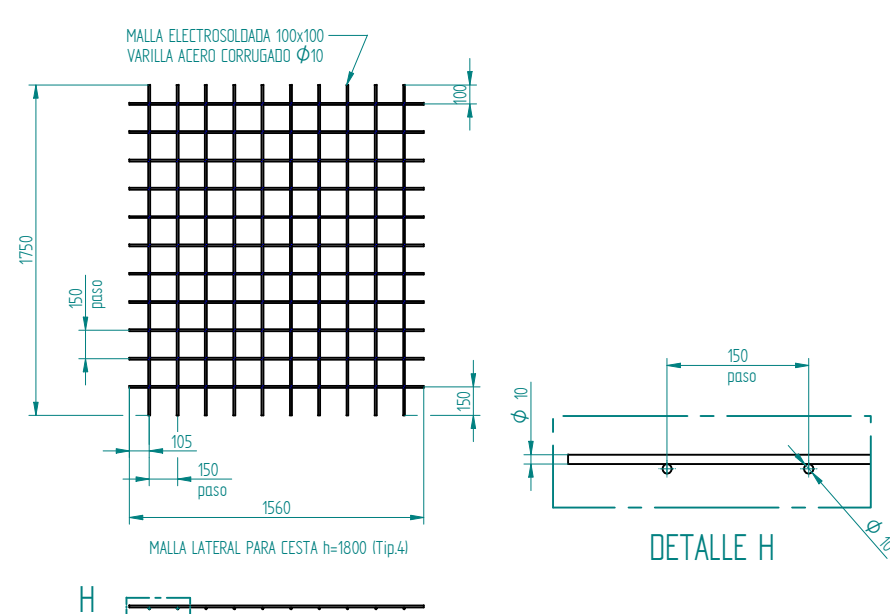
CHAPA DE PROTECCION



DETALLE E



CORTE C-C



DETALLE H

4	-	-	-	-	-
3	-	-	-	-	-
2	-	-	-	-	-
1	-	-	-	-	-
0	EMISION			07-09-2012	J.L. ALONSO
REV	MOTIVO DE LA REVISION / MODIFICATION REASON			FECHA/DATE	DIBUJADO/DFTM
CLIENTE/CUSTOMER: ENRESA					
PROYECTO/PROJECT: ELEMENTOS DE TRANSPORTE ENTRE EDIFICIOS - PDC C.N.J.C.					
ORDEN DEL CLIENTE/CUSTOMER ORDER: 0060000104					
LISTA DE MATERIALES/MATERIALS LIST: 1BG8.LM.420					
DIBUJADO POR / DFTM:		REVISADO POR / CHECKED BY:		APROBADO POR / APPROVED BY:	
J.L. Alonso	FECHA/DATE	F. Cifrian	FECHA/DATE	B. Torre	FECHA/DATE
Field Services	07/09/12	Field Services	07/09/12	P. Engineer	07/09/12
CESTA MODIFICADA PARA MANEJO DE RESIDUOS EN CONTENEDOR CE-2a					

- CONJUNTO Y DETALLES -					
NUMERO DE PLANO / DRAWING NUMBER		REV.	HOJA SHEET	DE OF	ESCALA SCALE
1BG8.PL.420		00	2	2	1:10
			DOCUMENTO REFERENCIA-REF. DOCUMENT		FORMATO FORMAT
			***		A1
			***		***
		SERVICIOS Y PROYECTOS ESPECIALES			
		FIELD SERVICES & SPECIAL PROJECTS			
Este documento es propiedad de Ensa y se prohíbe reproducir o divulgar su contenido sin la expresa autorización de Ensa. This document contains information proprietary to Ensa and shall not be disclosed or reproduced without written authorization of Ensa.					

E

D

C

B

A

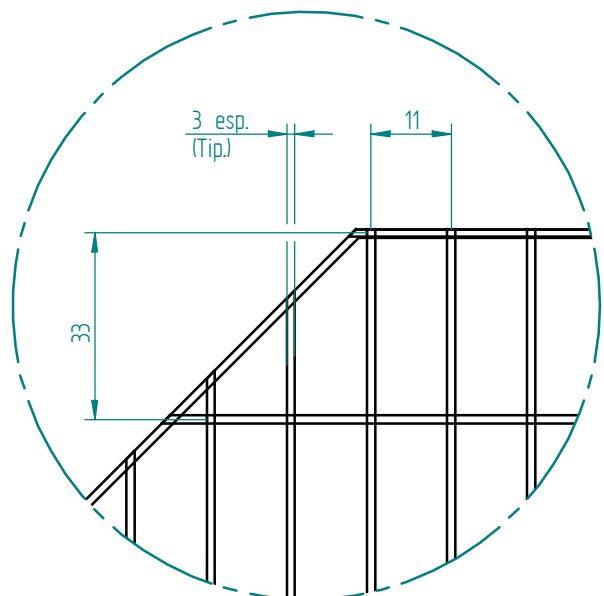
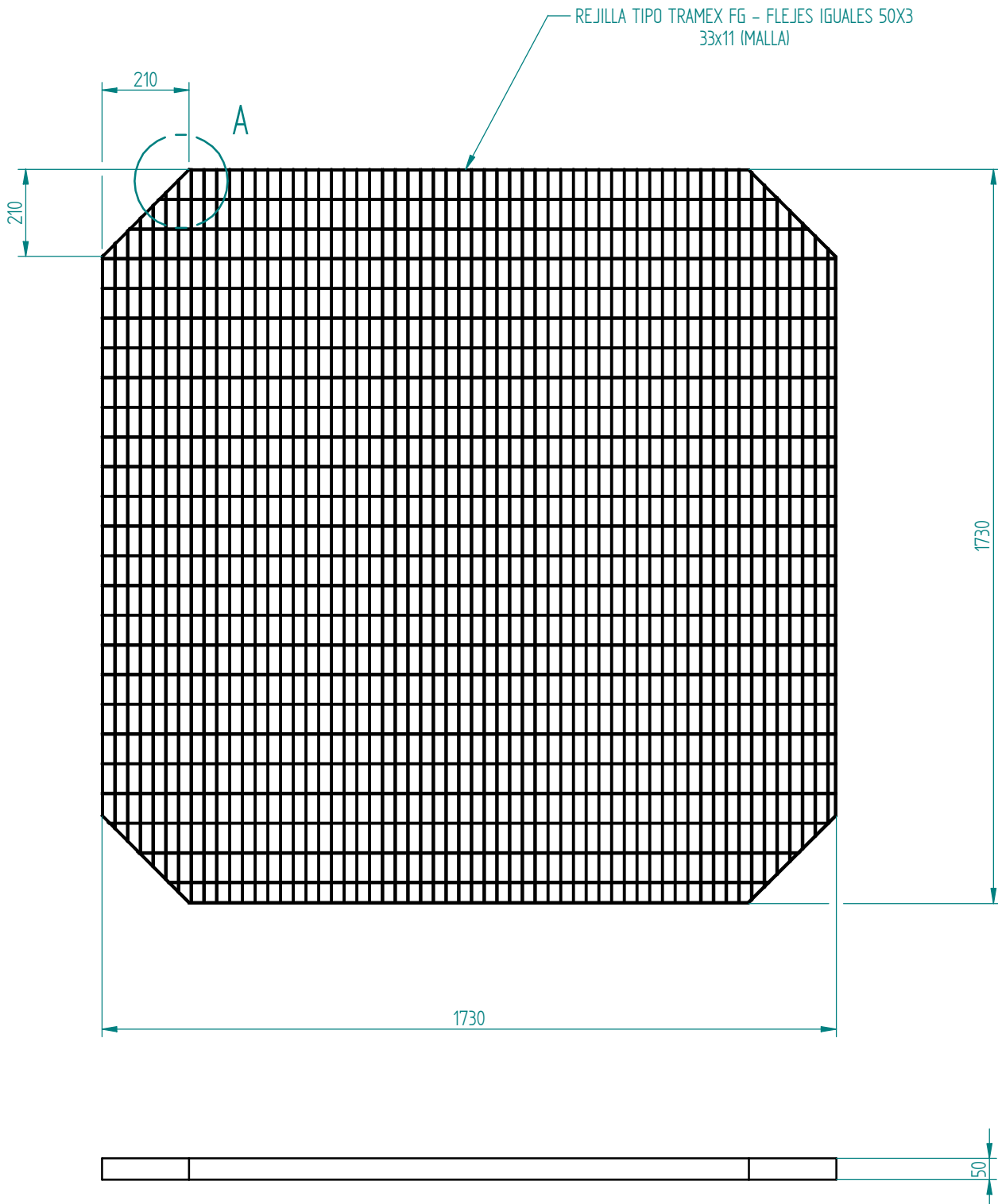
E

D

C

B

A



DETALLE A
1:2

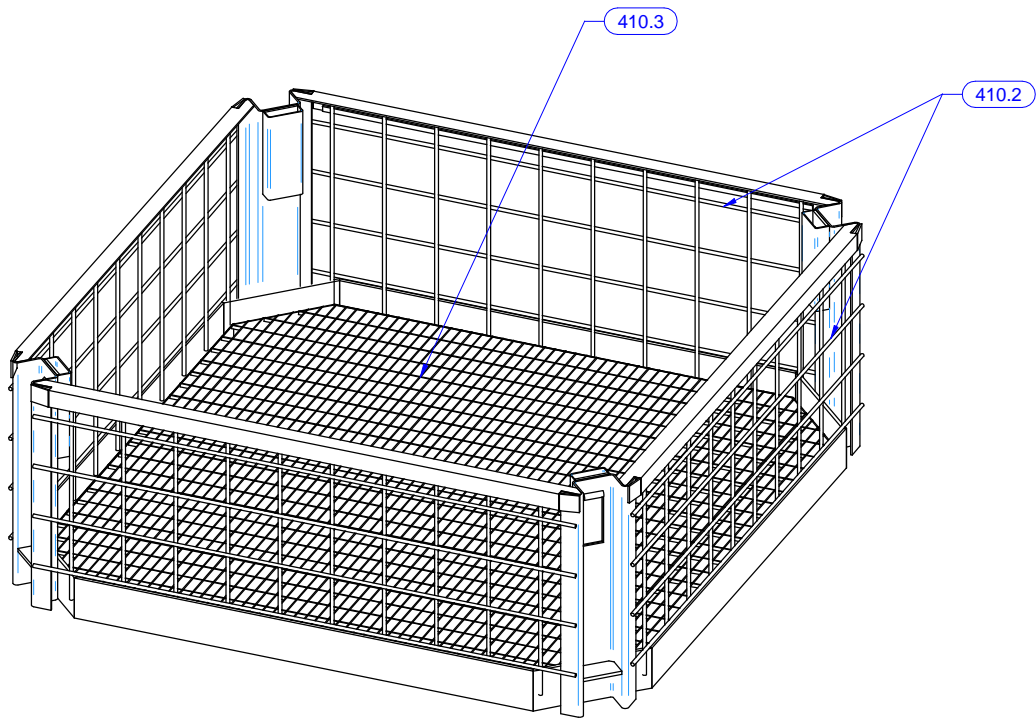
NOTAS/NOTES	
1	TRATAMIENTO DE ACABADO: GALVANIZADO

4	-	-	-
3	-	-	-
2	-	-	-
1	-	-	-
0	EMISION	07-09-2012	J.L. ALONSO
REV	MOTIVO DE LA REVISION / MODIFICATION REASON	FECHA/DATE	DIBUJADO/DFTM
CLIENTE/CUSTOMER: ENRESA			
PROYECTO/PROJECT: ELEMENTOS DE TRANSPORTE ENTRE EDIFICIOS - PDC C.N.J.C.			
ORDEN DEL CLIENTE/CUSTOMER ORDER: 0060000104			
LISTA DE MATERIALES/MATERIALS LIST: 1BG8.LM.420			
DIBUJADO POR / DFTM:		REVISADO POR / CHECKED BY:	
FECHA/DATE		FECHA/DATE	
		FECHA/DATE	
TITULO TITLE	CESTA MODIFICADA PARA MANEJO DE RESIDUOS EN CONTENEDOR CE-2a *** - DESPIECE Y DETALLES -		
NUMERO DE PLANO / DRAWING NUMBER		REV.	HOJA DE SHEET 1 OF 1
1BG8.PL.421		00	ESCALA SCALE 1:10
		FORMATO FORMAT A2	
		DOCUMENTO REFERENCIA-REF. DOCUMENT *** *** *** ***	
		SERVICIOS Y PROYECTOS ESPECIALES FIELD SERVICES & SPECIAL PROJECTS	
Este documento es propiedad de Ensa y se prohíbe reproducir o divulgar su contenido sin la expresa autorización de Ensa. This document contains information proprietary to Ensa and shall not be disclosed or reproduced without written authorization of Ensa			

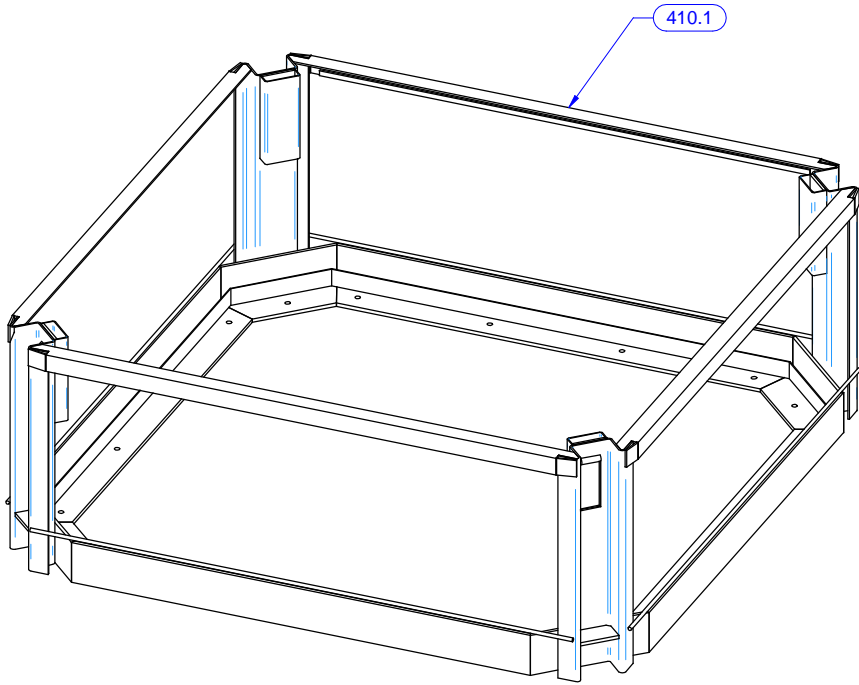


ANEXO 5: Planos de cesta CE-2b

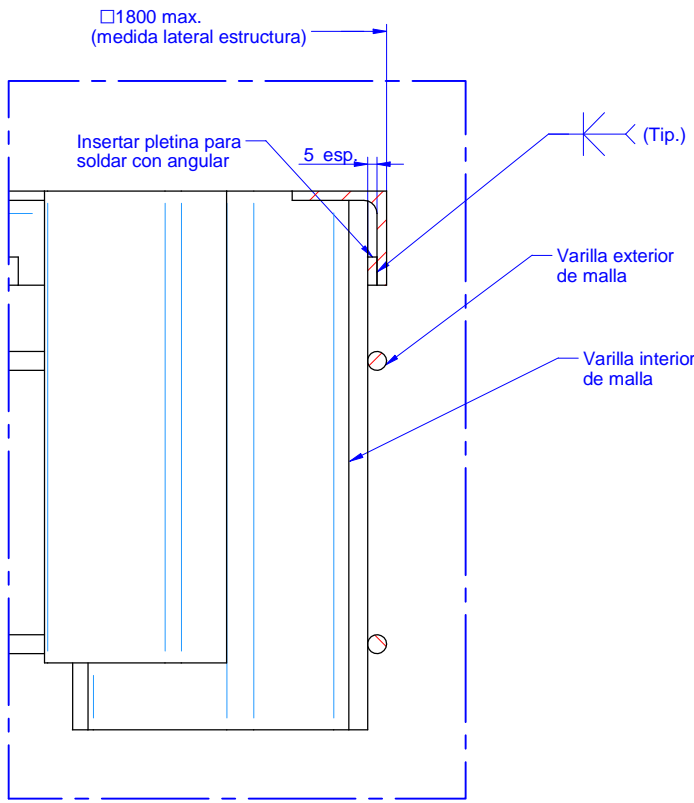
(contiene 3 páginas)



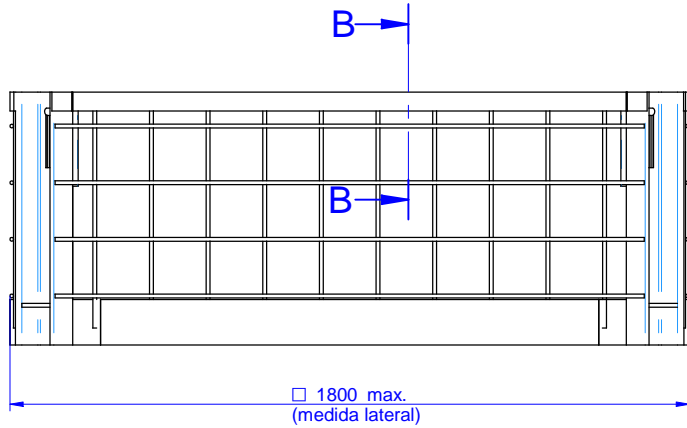
VISTA DE CESTA CE-2b FINALIZADA



VISTA DE ESTRUCTURA DE CESTA CE-2b



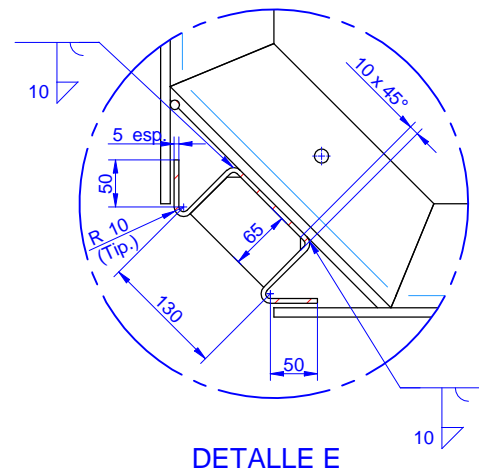
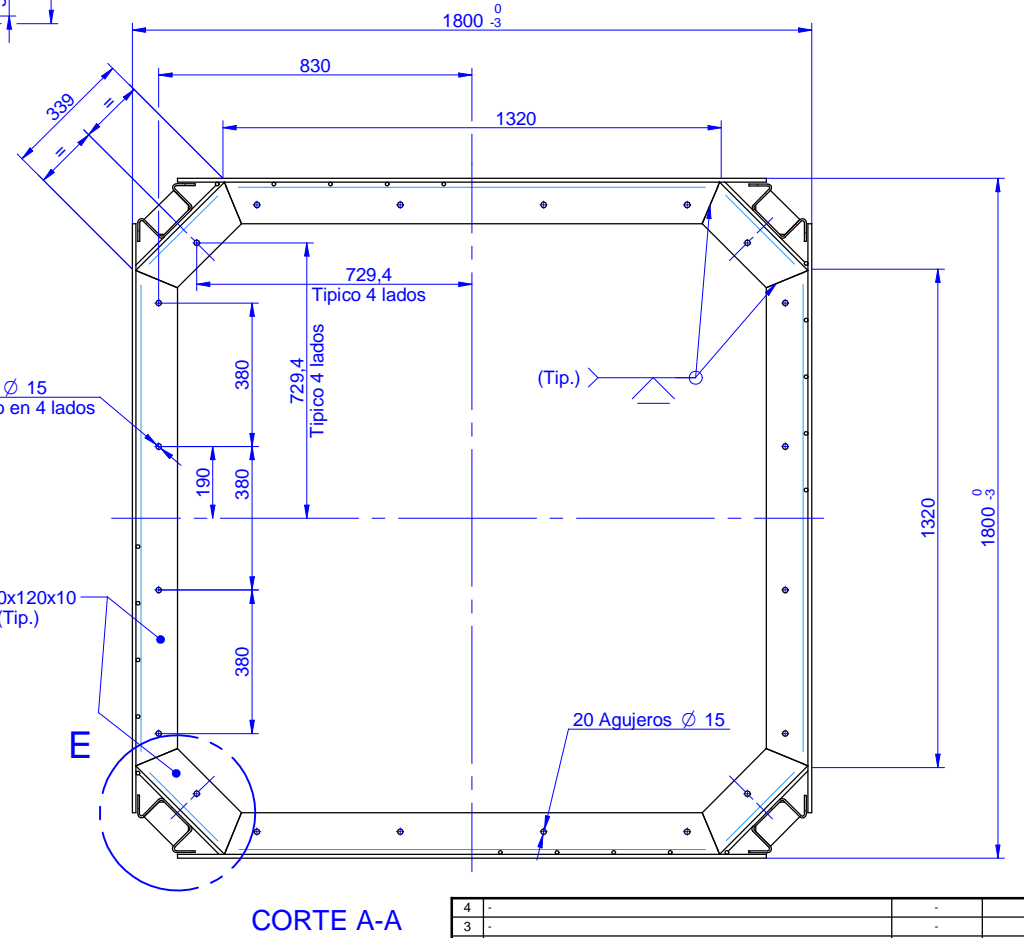
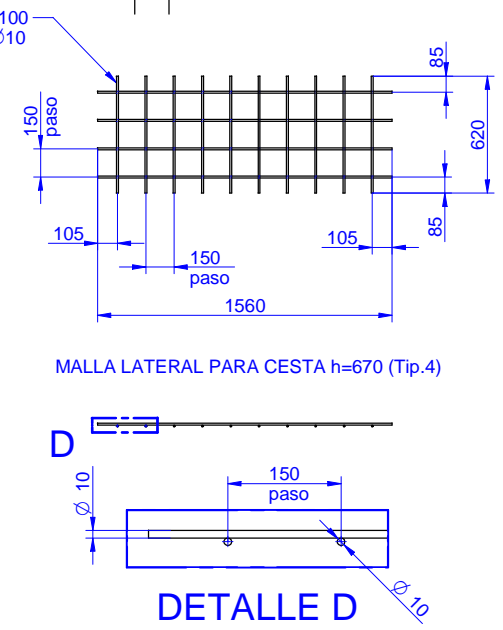
CORTE B-B
DETALLES UNION DE MALLA
ELECTROSOLDADA A ESTRUCTURA



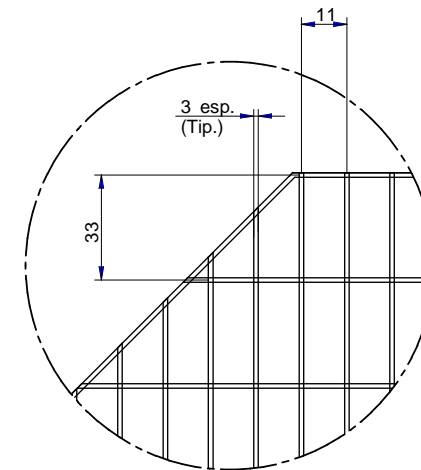
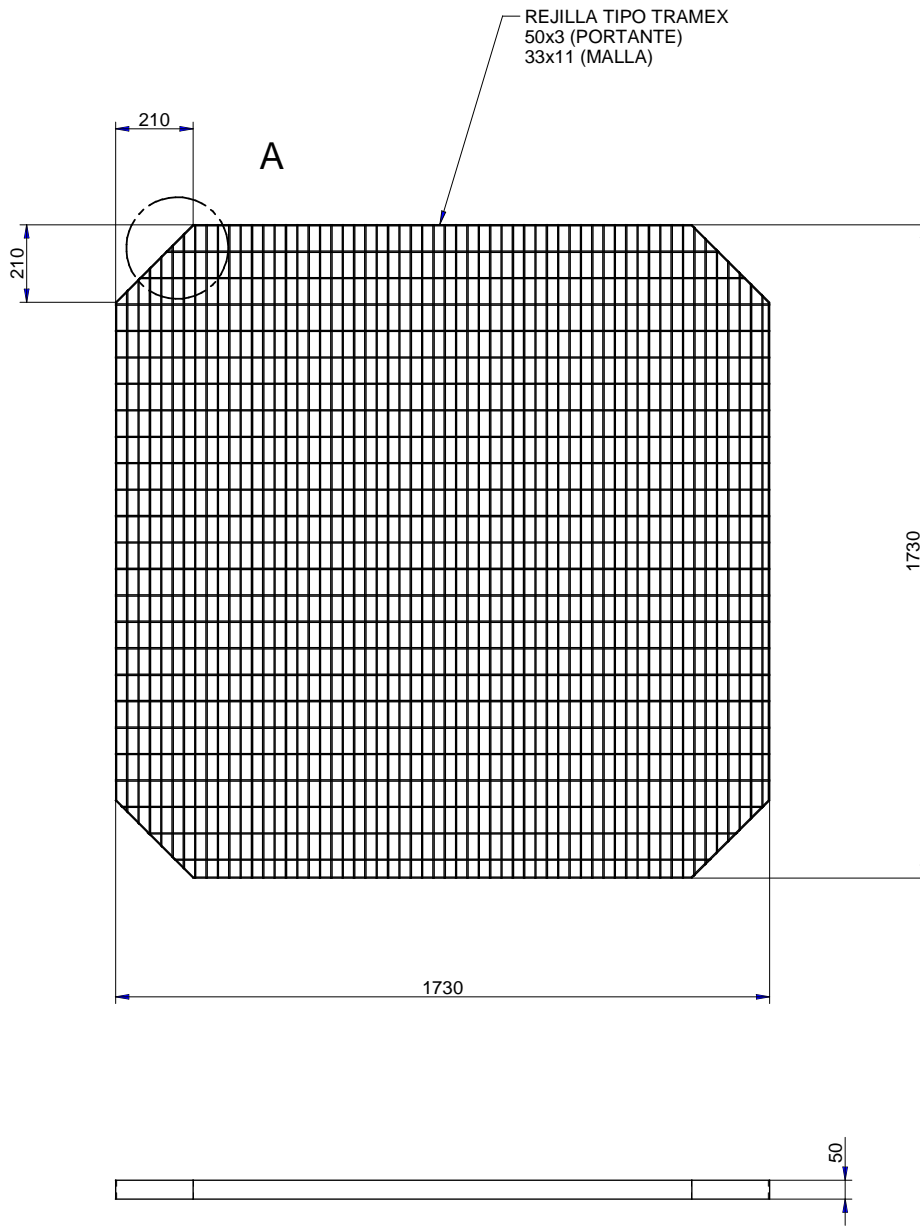
4	-	-	-	-
3	-	-	-	-
2	-	-	-	-
1	MODIFICADO TITULO DEL PLANO		29-06-2012	IGN
0	EMISION		28-06-2012	IGN
REV	MOTIVO DE LA REVISION / MODIFICATION REASON		FECHA/DATE	DIBUJADO/DFTM
CLIENTE/CUSTOMER: ENRESA				
PROYECTO/PROJECT: ELEMENTOS DE TRANSPORTE ENTRE EDIFICIOS - PDC C.N.J.C.				
ORDEN DEL CLIENTE/CUSTOMER ORDER: 0060000104				
LISTA DE MATERIALES/MATERIALS LIST: 1BG8.LM.410				
DIBUJADO POR / DFTM:		REVISADO POR / CHECKED BY:		
IGN	FECHA/DATE	F. Cifrian	FECHA/DATE	B. Torre
Servicios	29/06/12	Field Services	29/06/12	P. Engineer
CESTA MODIFICADA PARA MANEJO DE RESIDUOS EN CONTENEDOR CE-2b				

- CONJUNTO Y DETALLES -				
NUMERO DE PLANO / DRAWING NUMBER		REV.	HOJA SHEET	DE OF
1BG8.PL.410		01	1	2
			ESCALA SCALE 1:10	
			FORMATO FORMAT A1	
DOCUMENTO REFERENCIA-REF. DOCUMENT				

		SERVICIOS Y PROYECTOS ESPECIALES		
		FIELD SERVICES & SPECIAL PROJECTS		
ESTE PLANO Y SU INFORMACION ES PROPIEDAD DE E.N.S.A. PROHIBIDA SU REPRODUCCION O USO NO AUTORIZADO				
THIS DRAWING AND ITS INFORMATION ARE PROPERTY OF E.N.S.A. REPRODUCTION OR UNAUTHORIZED USE NOT PERMITTED.				



4	-	-	-	-
3	-	-	-	-
2	-	-	-	-
1	MODIFICADO TITULO DEL PLANO	29-06-2012	IGN	
0	EMISION	28-06-2012	IGN	
REV	MOTIVO DE LA REVISION / MODIFICATION REASON	FECHA/DATE	DIBUJADO/DFTM	
CLIENTE/CUSTOMER: ENRESA				
PROYECTO/PROJECT: ELEMENTOS DE TRANSPORTE ENTRE EDIFICIOS - PDC C.N.J.C.				
ORDEN DEL CLIENTE/CUSTOMER ORDER: 0060000104				
LISTA DE MATERIALES/MATERIALS LIST: 1BG8.LM.410				
DIBUJADO POR / DFTM:		REVISADO POR / CHECKED BY:		
IGN	FECHA/DATE	F. Cifrian	FECHA/DATE	B. Torre
Services	29/06/12	Field Services	29/06/12	P. Engineer
<div> <div>TITULO TITLE</div> <div> <div>CESTA MODIFICADA PARA MANEJO DE RESIDUOS EN CONTENEDOR CE-2b</div> <div>***</div> <div>- CONJUNTO Y DETALLES -</div> </div> </div>				
NUMERO DE PLANO / DRAWING NUMBER		REV.	HOJA SHEET	DE OF
1BG8.PL.410		01	2	2
		<div> <div>ESCALA SCALE</div> <div>FORMATO FORMAT</div> </div>		
		<div> <div>1:10</div> <div>A1</div> </div>		
		DOCUMENTO REFERENCIA-REF. DOCUMENT		
		<div> <div>***</div> <div>***</div> </div>		
		SERVICIOS Y PROYECTOS ESPECIALES FIELD SERVICES & SPECIAL PROJECTS		
ESTE PLANO Y SU INFORMACION ES PROPIEDAD DE E.N.S.A. PROHIBIDA SU REPRODUCCION O USO NO AUTORIZADO THIS DRAWING AND ITS INFORMATION ARE PROPERTY OF E.N.S.A. REPRODUCTION OR UNAUTHORIZED USE NOT PERMITTED.				



DETALLE A

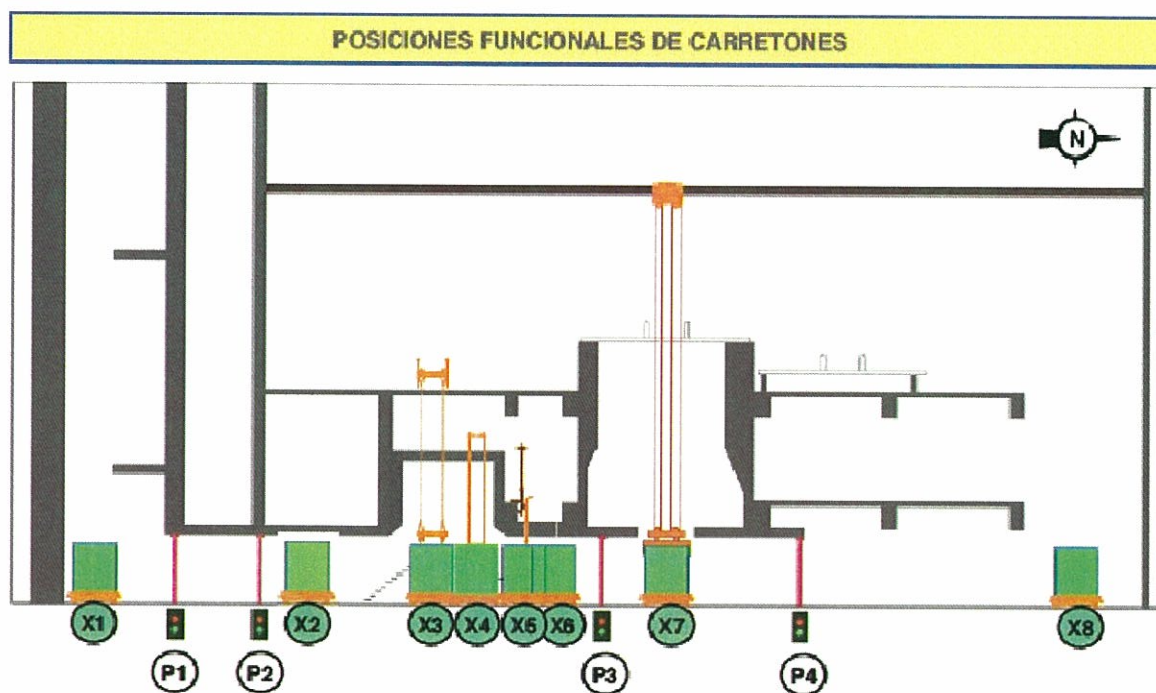
4	-	-	-
3	-	-	-
2	-	-	-
1	MODIFICADO TÍTULO DEL PLANO	29-06-2012	IGN
0	EMISION	28-06-2012	IGN
REV	MOTIVO DE LA REVISION / MODIFICATION REASON	FECHA/DATE	DIBUJADO/DFTM
CLIENTE/CUSTOMER: ENRESA			
PROYECTO/PROJECT: ELEMENTOS DE TRANSPORTE ENTRE EDIFICIOS - PDC C.N.J.C.			
ORDEN DEL CLIENTE/CUSTOMER ORDER: 0060000104			
LISTA DE MATERIALES/MATERIALS LIST: 1BG8.LM.410			
DIBUJADO POR / DFTM:		REVISADO POR / CHECKED BY:	APROBADO POR / APPROVED BY:
FECHA/DATE		FECHA/DATE	FECHA/DATE
TITULO TITLE	CESTA MODIFICADA PARA MANEJO DE RESIDUOS EN CONTENEDOR CE-2b *** - DESPIECE Y DETALLES -		
NUMERO DE PLANO / DRAWING NUMBER	REV.	HOJA SHEET	DE OF
1BG8.PL.411	01	1	1
DOCUMENTO REFERENCIA-REF. DOCUMENT		ESCALA SCALE	FORMATO FORMAT
***		1:10	A2
***		***	***
		SERVICIOS Y PROYECTOS ESPECIALES FIELD SERVICES & SPECIAL PROJECTS	
ESTE PLANO Y SU INFORMACION ES PROPIEDAD DE E.N.S.A. PROHIBIDA SU REPRODUCCION O USO NO AUTORIZADO THIS DRAWING AND ITS INFORMATION ARE PROPERTY OF E.N.S.A. REPRODUCTION OR UNAUTHORIZED USE NOT PERMITTED.			



ANEXO 6: Croquis de posiciones de carretones en túnel de transferencia
(contiene 1 página)

Clave:	Revisión:	Fecha:	Página:
060-PC-JC-0346	3	MARZO 2013	44

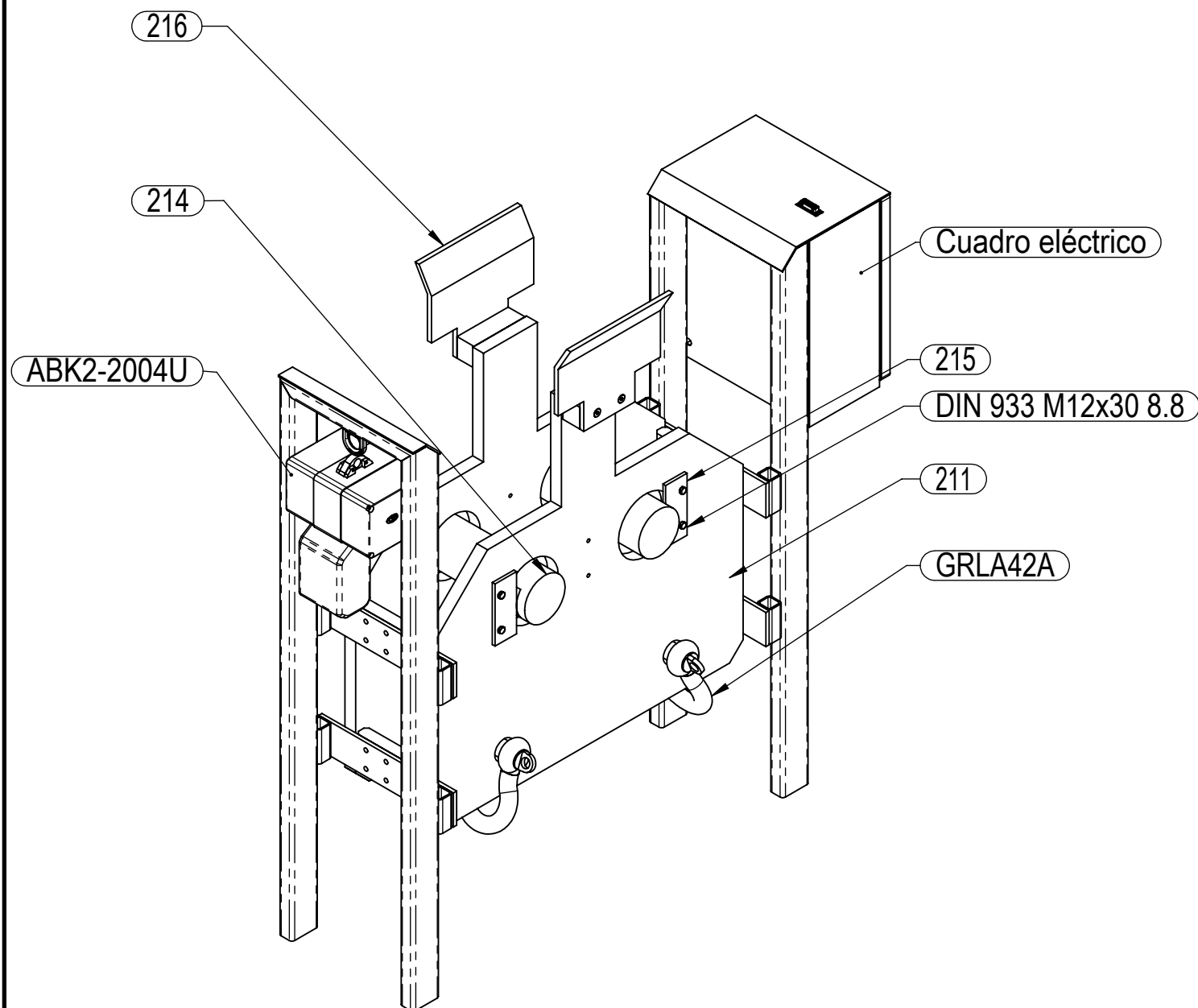
ANEXO 6: Croquis de posiciones evolutivas de carretones



Posición	Descripción	Carro Campana	Carro CE-2
X1	Hueco de equipos contención	X	
P1	Puerta 1		
P2	Puerta 2		
X2	Espera de carro de campana	X	
X3	Transferencia de cesta	X	X
X4	Destapado de CE-2		X
X5	Descarga de mortero de relleno		X
X6	Inyección de mortero de sellado		X
P3	Puerta 3		
X7	Hueco de paso a almacén		X
P4	Puerta 4		
X8	Muelle de carga del EAD		X



ANEXO 7: Planos del Sistema de cuelgue e inmovilizador de giro
(contiene 2 páginas)



nusim

C/ Aravaca, nº6 y 8 (28040) Madrid
Tel: 91 535 96 40 Fax: 91 435 96 41
ingenieria@nusim.com

EXPEDIENTE: RR-485

CLIENTE: ENRESA

PEDIDO: 0060000132

Rev.	Dibj.	Compr.	Aprb.	Fecha
0	MGG	BG	C.B.	VI-11

CN JOSÉ CABRERA

INMOVILIZADOR DE GIRO

Conjunto inmovilizador

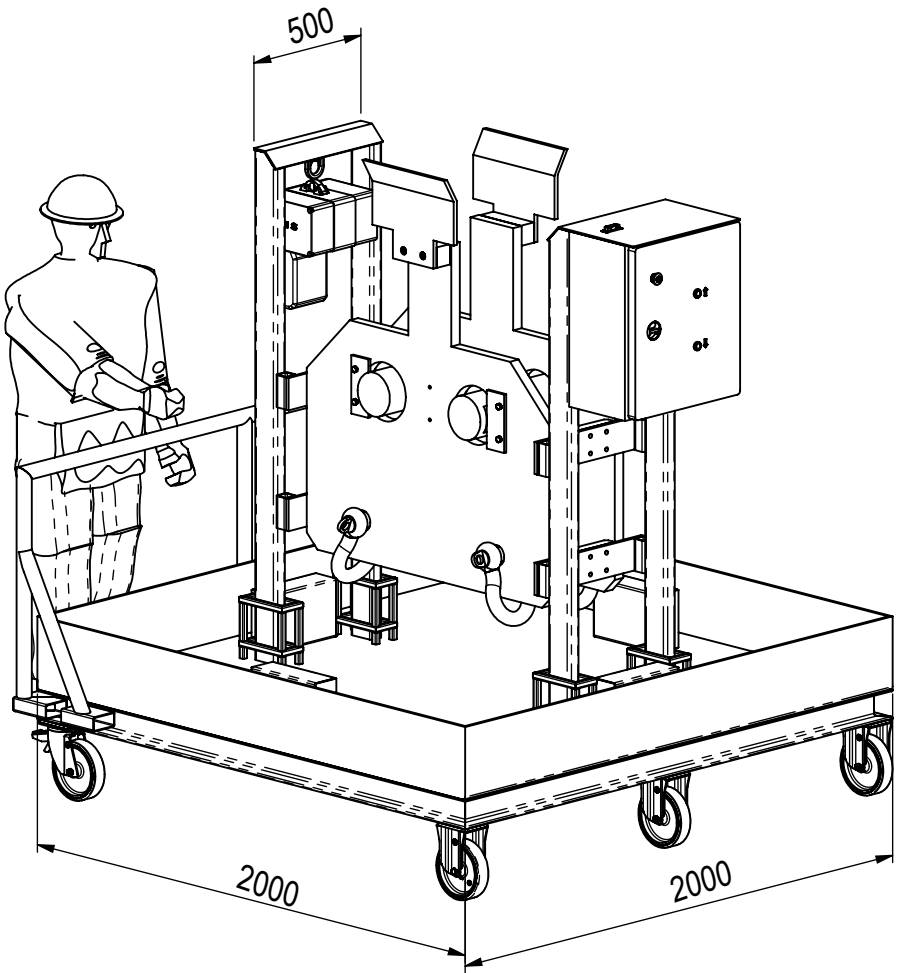
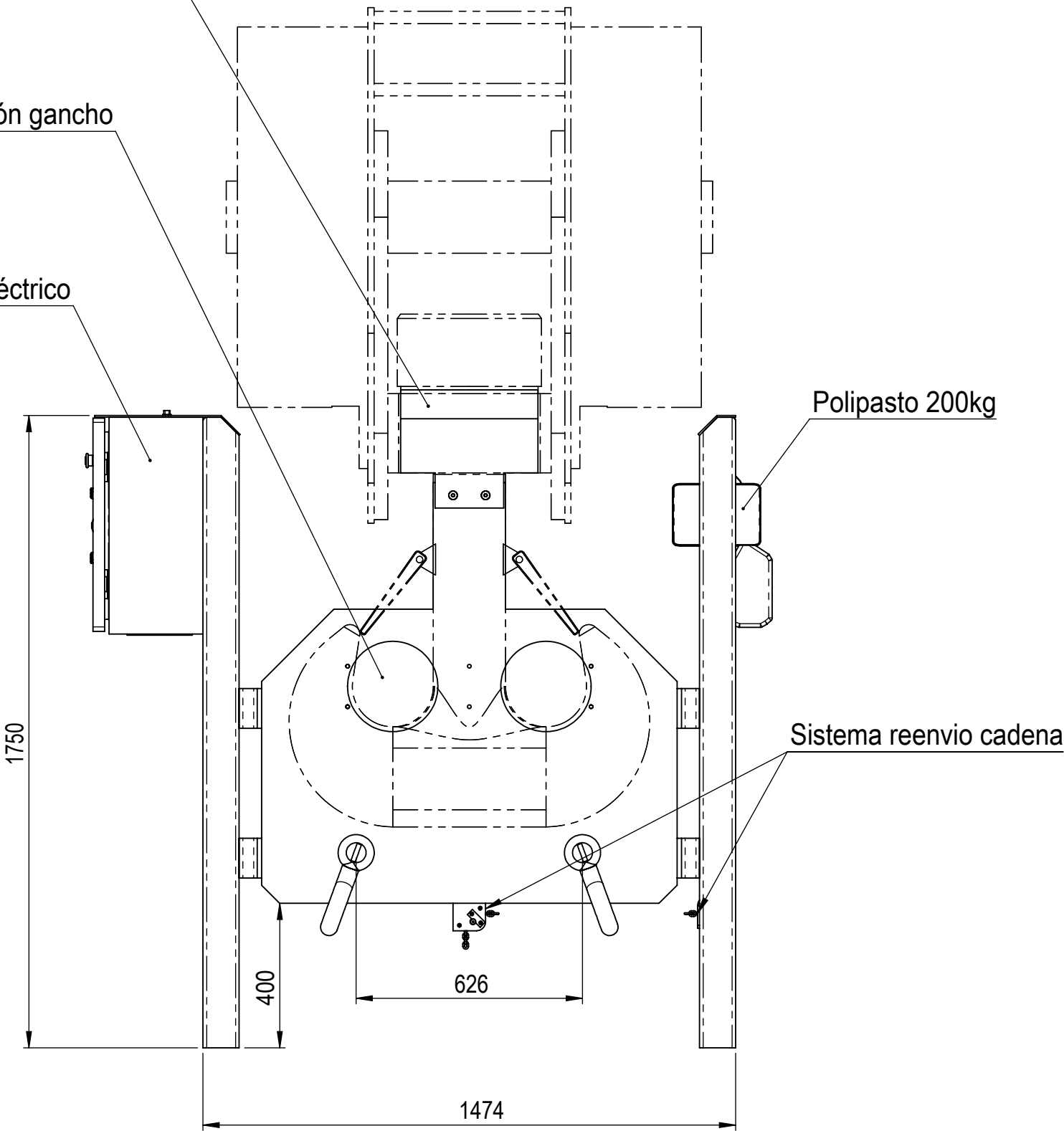
Plano nº RR-485-PL-200

FORMATO: A4 ESCALA: S/E

Deflector inmovilizador de giro

Perno fijación gancho

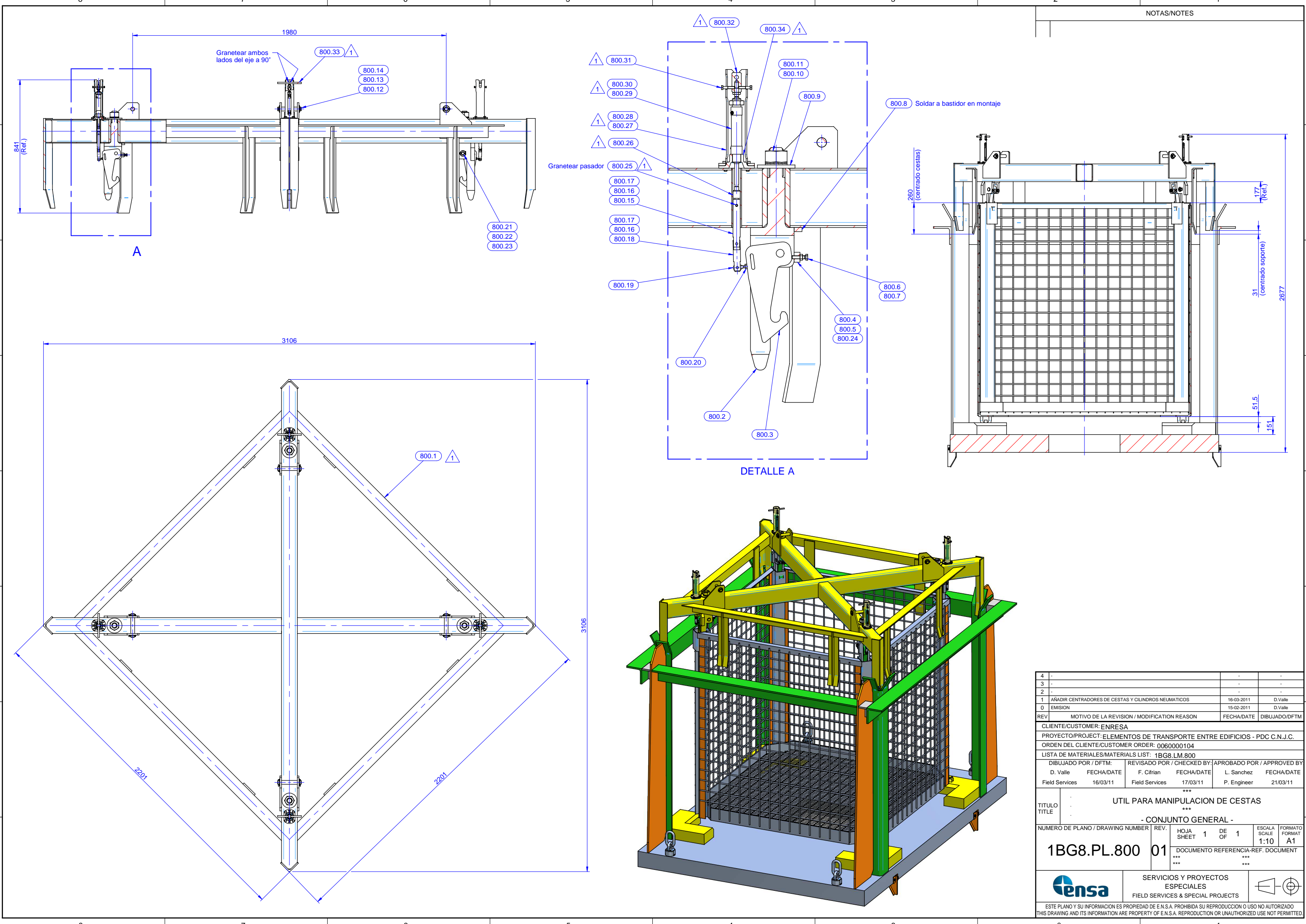
Cuadro eléctrico



nusim C/ Aravaca, nº6 y 8 (28040) Madrid Tel: 91 535 96 40 Fax: 91 435 96 41 ingenieria@nusim.com	Rev.	Dibj.	Compr.	Aprb.	Fecha	CN JOSÉ CABRERA	
	0	MGG	BG	C.B.	Vi-11	INMOVILIZADOR DE GIRO	
						General Inmovilizador de giro	
						Plano nº RR-485-PL-204	
EXPEDIENTE: RR-485						FORMATO: A3	ESCALA: S/E
CLIENTE: ENRESA							
PEDIDO: 0060000132							



ANEXO 8: Planos del Útil de manipulación de cestas
(contiene 1 página)



NOTAS/NOTES

4	-	-	-
3	-	-	-
2	-	-	-
1	AÑADIR CENTRADORES DE CESTAS Y CILINDROS NEUMÁTICOS	16-03-2011	D.Valle
0	EMISION	15-02-2011	D.Valle
REV	MOTIVO DE LA REVISION / MODIFICATION REASON	FECHA/DATE	DIBUJADO/DFTM
CLIENTE/CUSTOMER: ENRESA			
PROYECTO/PROJECT: ELEMENTOS DE TRANSPORTE ENTRE EDIFICIOS - PDC C.N.J.C.			
ORDEN DEL CLIENTE/CUSTOMER ORDER: 0060000104			
LISTA DE MATERIALES/MATERIALS LIST: 1BG8.LM.800			
DIBUJADO POR / DFTM:		REVISADO POR / CHECKED BY:	
D. Valle		F. Cifrian	
FECHA/DATE		FECHA/DATE	
Field Services		Field Services	
16/03/11		17/03/11	
		P. Engineer	
		21/03/11	

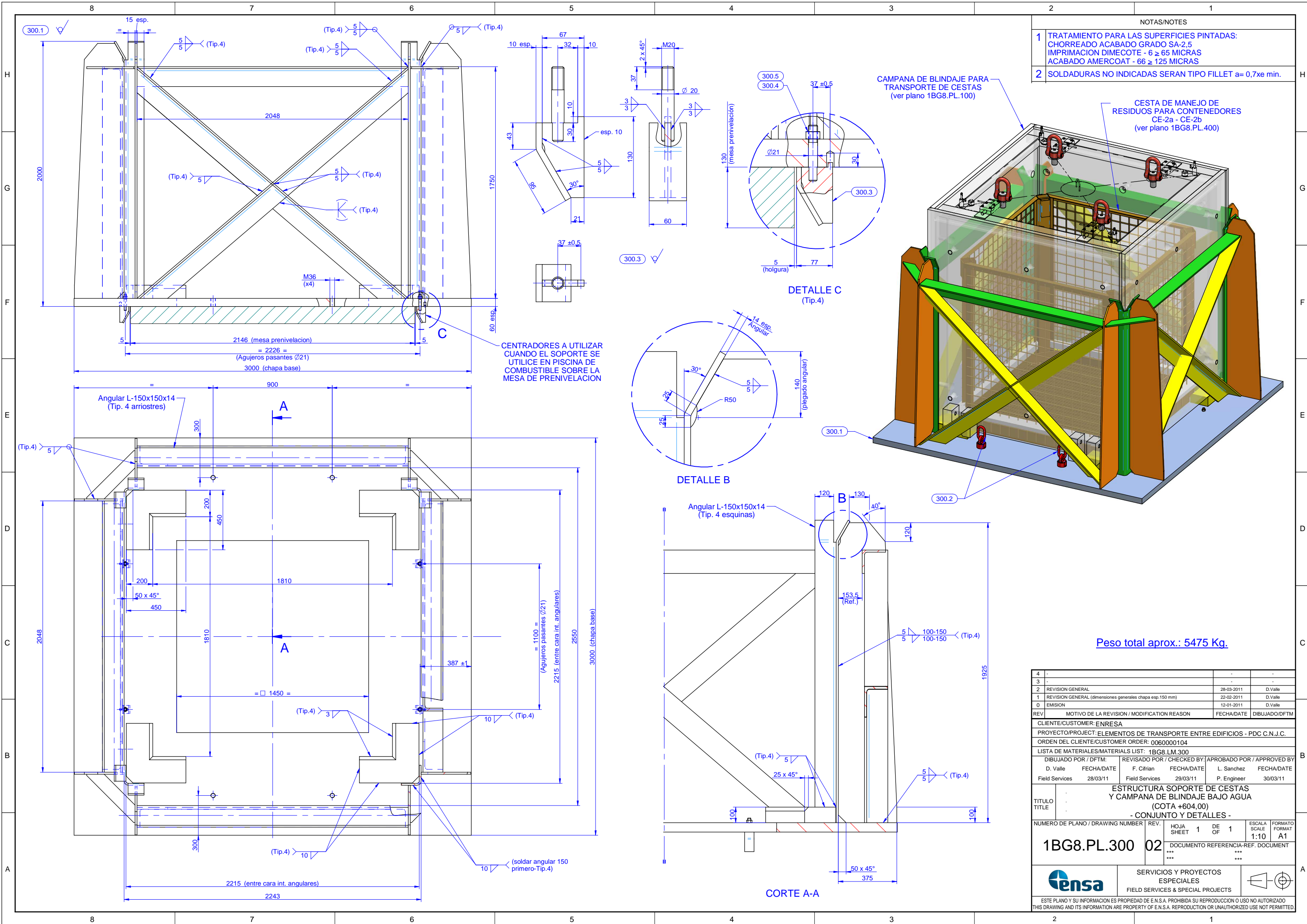
UTIL PARA MANIPULACION DE CESTAS			

- CONJUNTO GENERAL -			
NUMERO DE PLANO / DRAWING NUMBER		REV.	HOJA
1BG8.PL.800		01	SHEET
		1	DE
		OF	1
		ESCALA	FORMATO
		1:10	A1
DOCUMENTO REFERENCIA-REF. DOCUMENT			

tensa		SERVICIOS Y PROYECTOS ESPECIALES	
		FIELD SERVICES & SPECIAL PROJECTS	
			
ESTE PLANO Y SU INFORMACION ES PROPIEDAD DE E.N.S.A. PROHIBIDA SU REPRODUCCION O USO NO AUTORIZADO			
THIS DRAWING AND ITS INFORMATION ARE PROPERTY OF E.N.S.A. REPRODUCTION OR UNAUTHORIZED USE NOT PERMITTED.			



ANEXO 9: Planos de la Estructura de centrado de cestas bajo agua
(contiene 1 página)

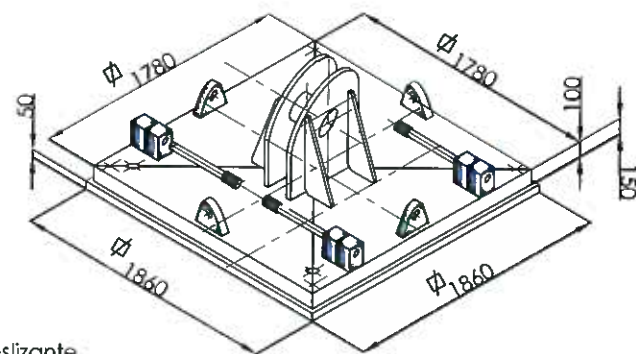




ANEXO 10: Planos de la Campana

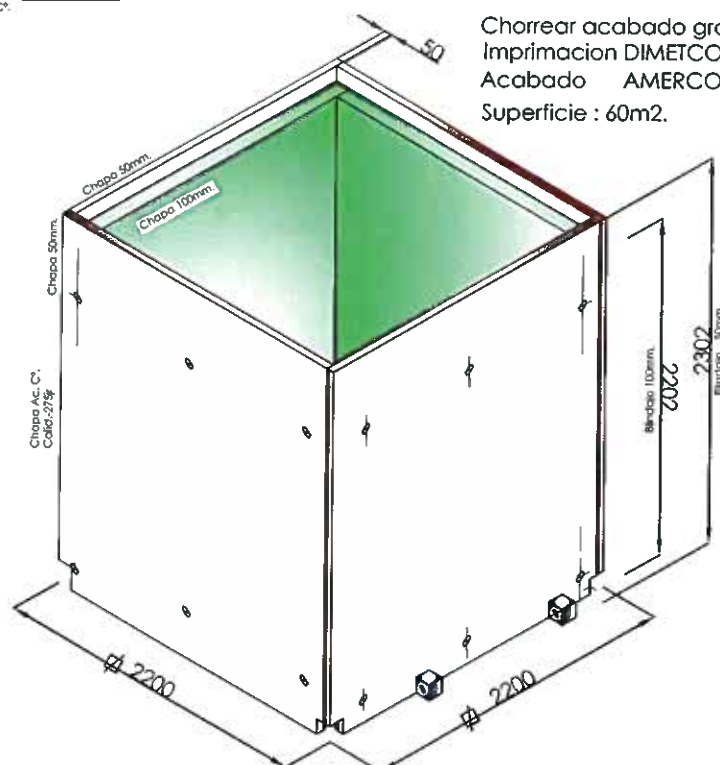
(contiene 10 páginas)

Conjunto.



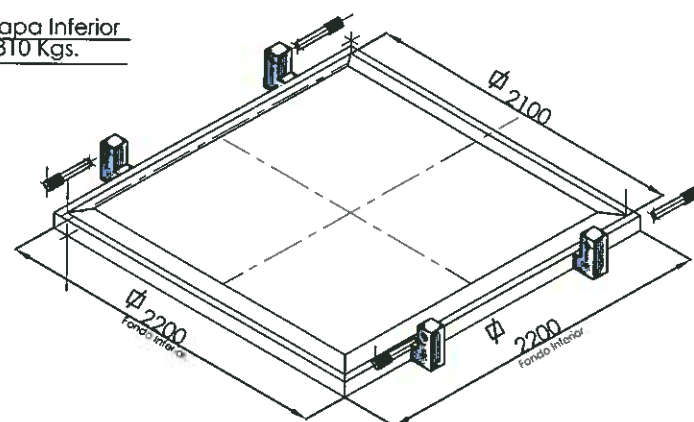
Techo Deslizante
Peso : 3920 Kgs.
Chapa Ac. C'
Cold.-275g

Chorrear acabado grado SA-2.5.
Imprimacion DIMETCOTE-6 > 65 micras.
Acabado AMERCOAT-66 > 125 micras.
Superficie : 60m2.



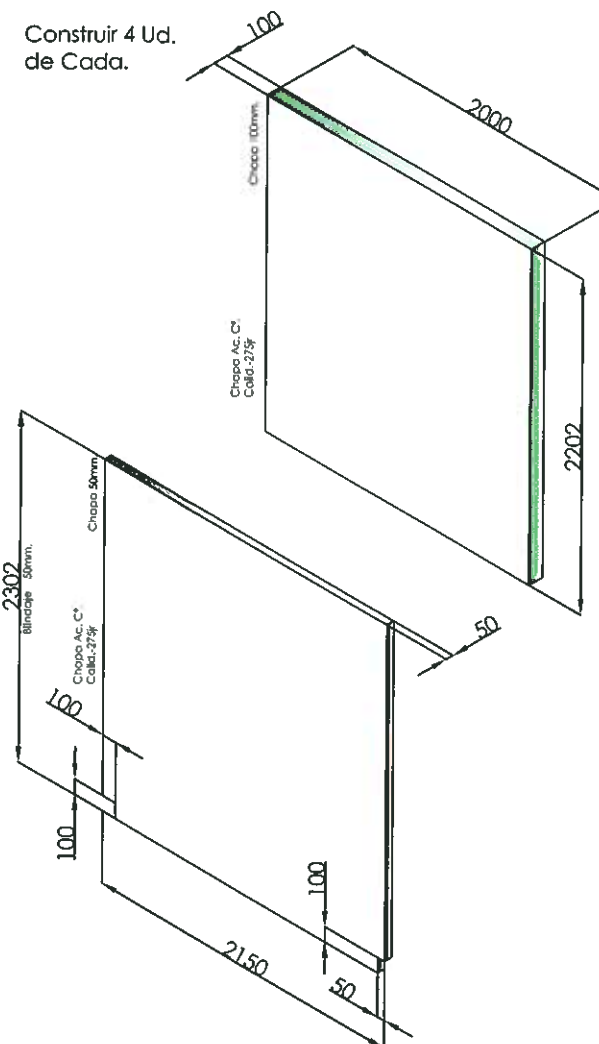
Peso Campana
22020 Kgs.

Peso Tapa Inferior
5310 Kgs.

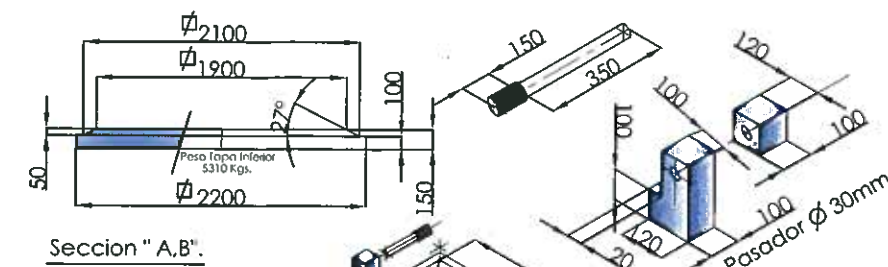


Cortinas.

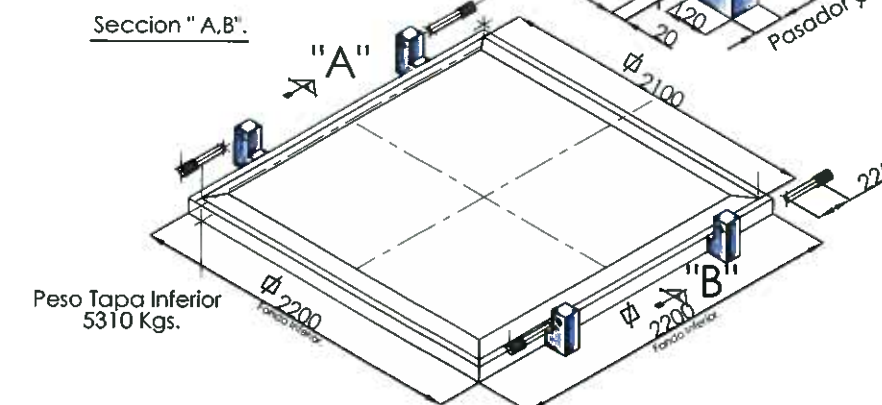
Construir 4 Ud.
de Cada.



Tapa Inferior.



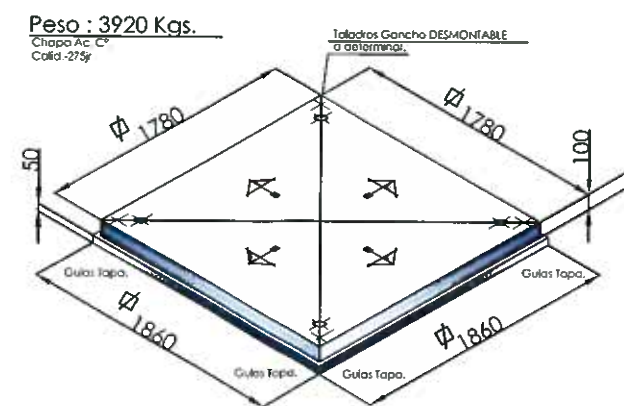
Seccion "A,B".



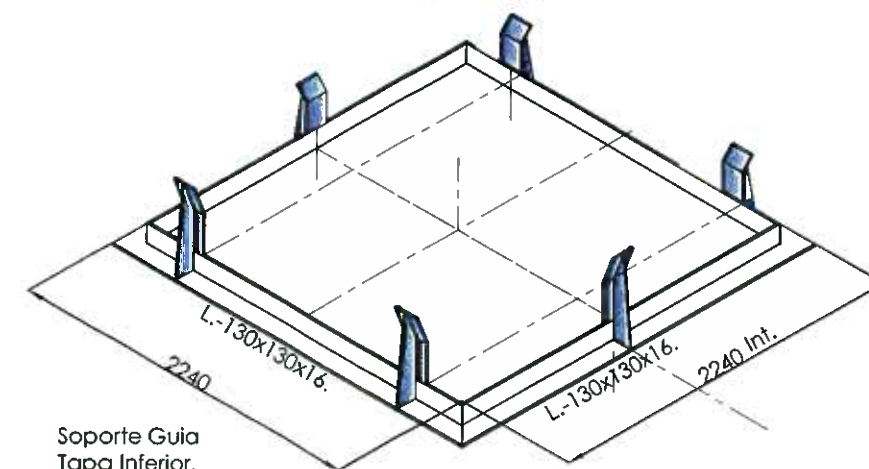
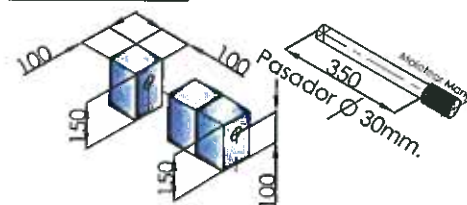
Peso Tapa Inferior
5310 Kgs.

Techo Deslizante.

Peso : 3920 Kgs.
Chapa Ac. C'
Cold.-275g



Prever Techo con
Pendiente a 4 Caras.



Soporte Guia
Tapa Inferior.

tensa

DIBUJADO
ENSA

FECHA
8-11-2010

C-1BG8

CAMPANA BLINDADA
DISEÑO BASICO

Rev.
2

Blindaje Portante Campana.

(29-Octubre-2010.)

Techo Deslizante
Peso : 3920 Kgs.
Chapa Ac. C.
Calld. 275g

Peso Topes
944 Kgs.

Sistema Elevacion.

Chorrear acabado grado SA-2.5.
Imprimacion DIMETCOTE-6 > 65 micras.
Acabado AMERCOAT-66 > 125 micras.

Peso Tapa Inferior
5310 Kgs.

Alojamiento
Perno Izado.



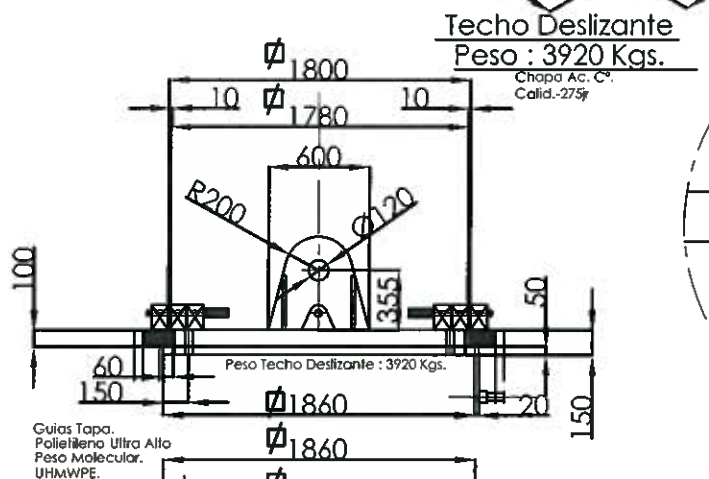
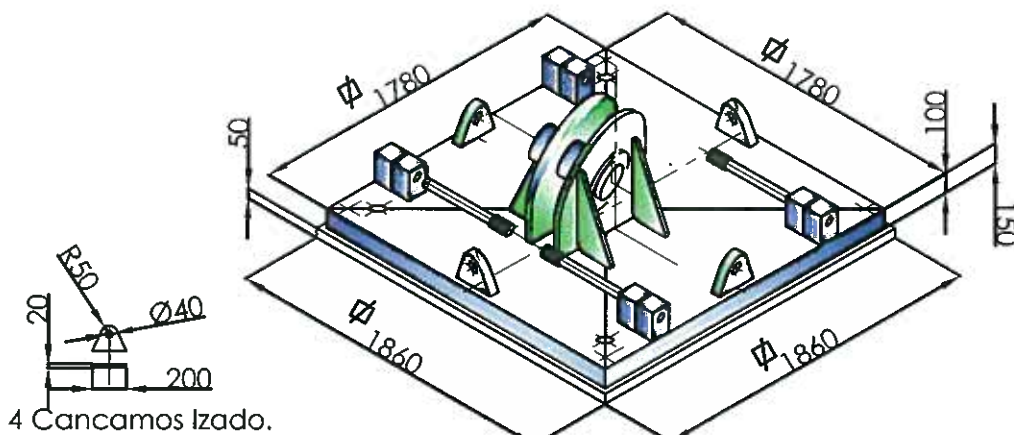
DIBUJADO ENSA
FECHA 8-11-2010

C-1BG8

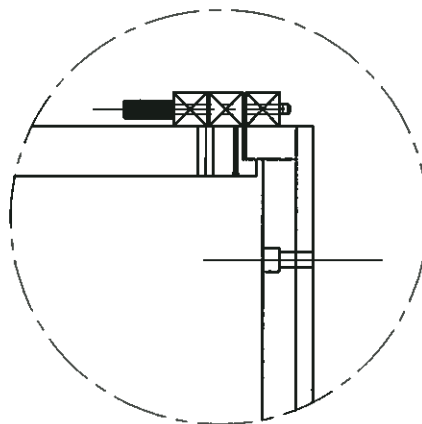
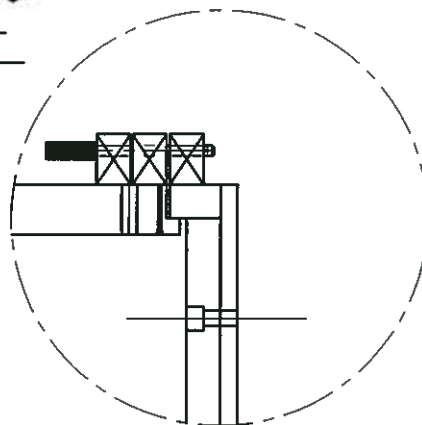
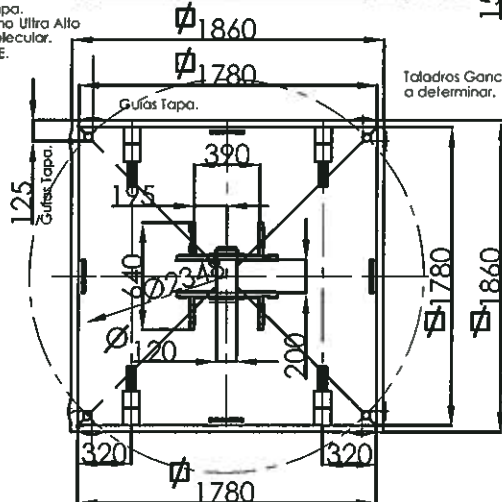
CAMPANA BLINDADA
DISEÑO BASICO

Rev.
2

Techo Deslizante



Guías Tapa.
Polietileno Ultra Alto
Peso Molecular.
UHMWPE.



DIBUJADO

FECHA

ENSA

8-11-2010

C-1BG8

Rev.
2

CAMPANA BLINDADA
DISEÑO BASICO

4

3

2

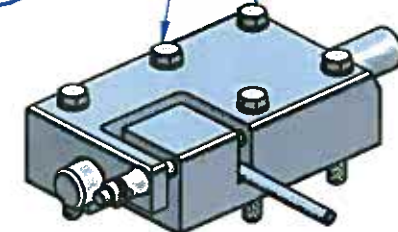
1

Ø 150

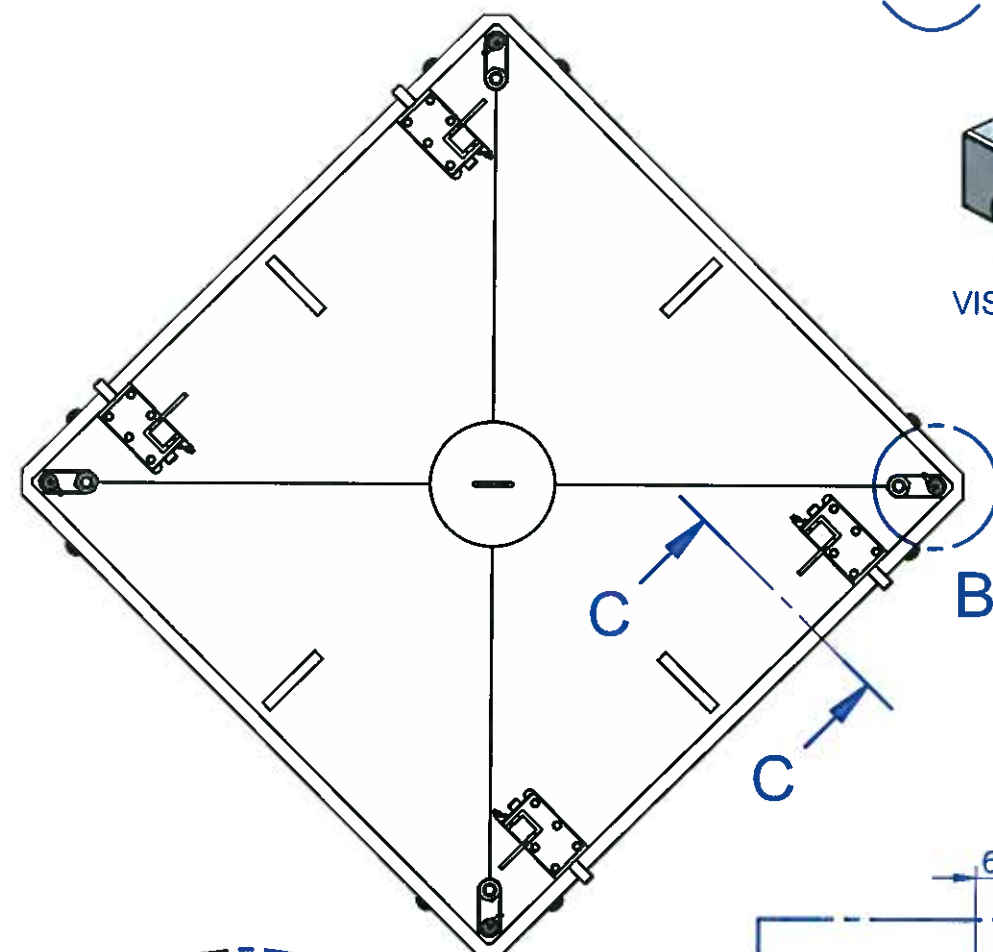
Tapa para hueco de revisión cámara

A

5 Tornillos M12x90-DIN 931
5 Arandelas A12-DIN127



VISTA SISTEMA BLOQUEO

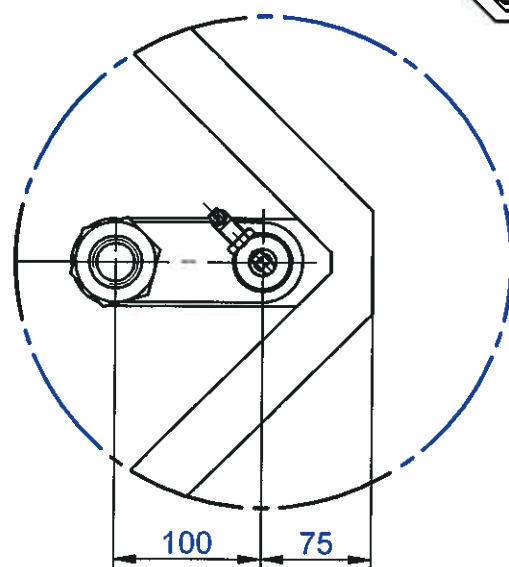


C

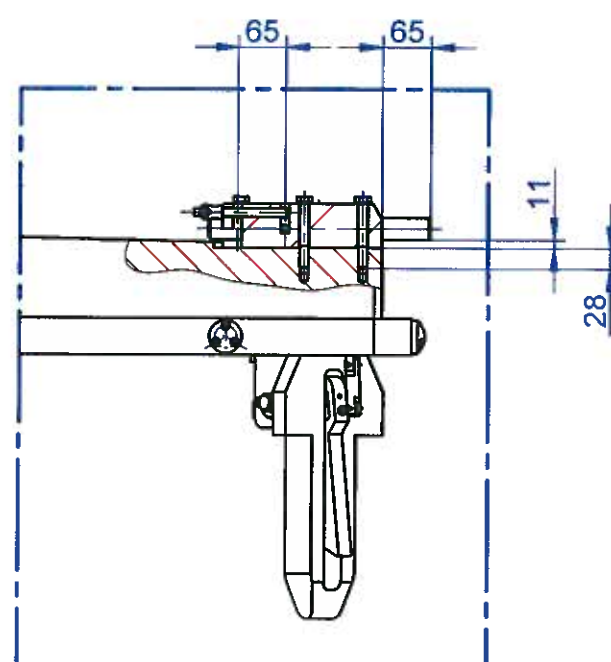
B

C

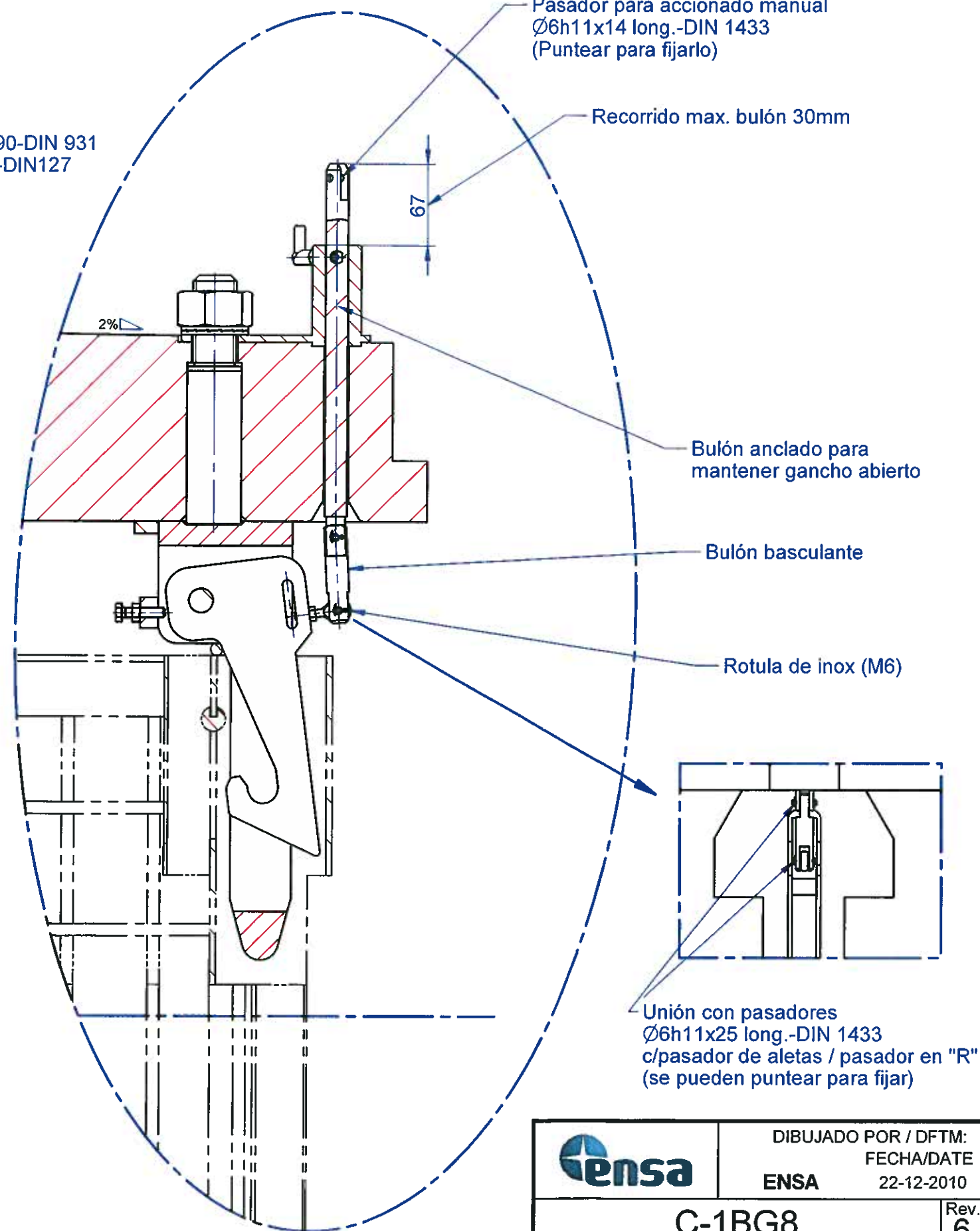
C



DETALLE B



SECCION C-C



DETALLE A

tensa

DIBUJADO POR / DFTM:
FECHA/DATE
ENSA 22-12-2010

C-1BG8

Rev.
6

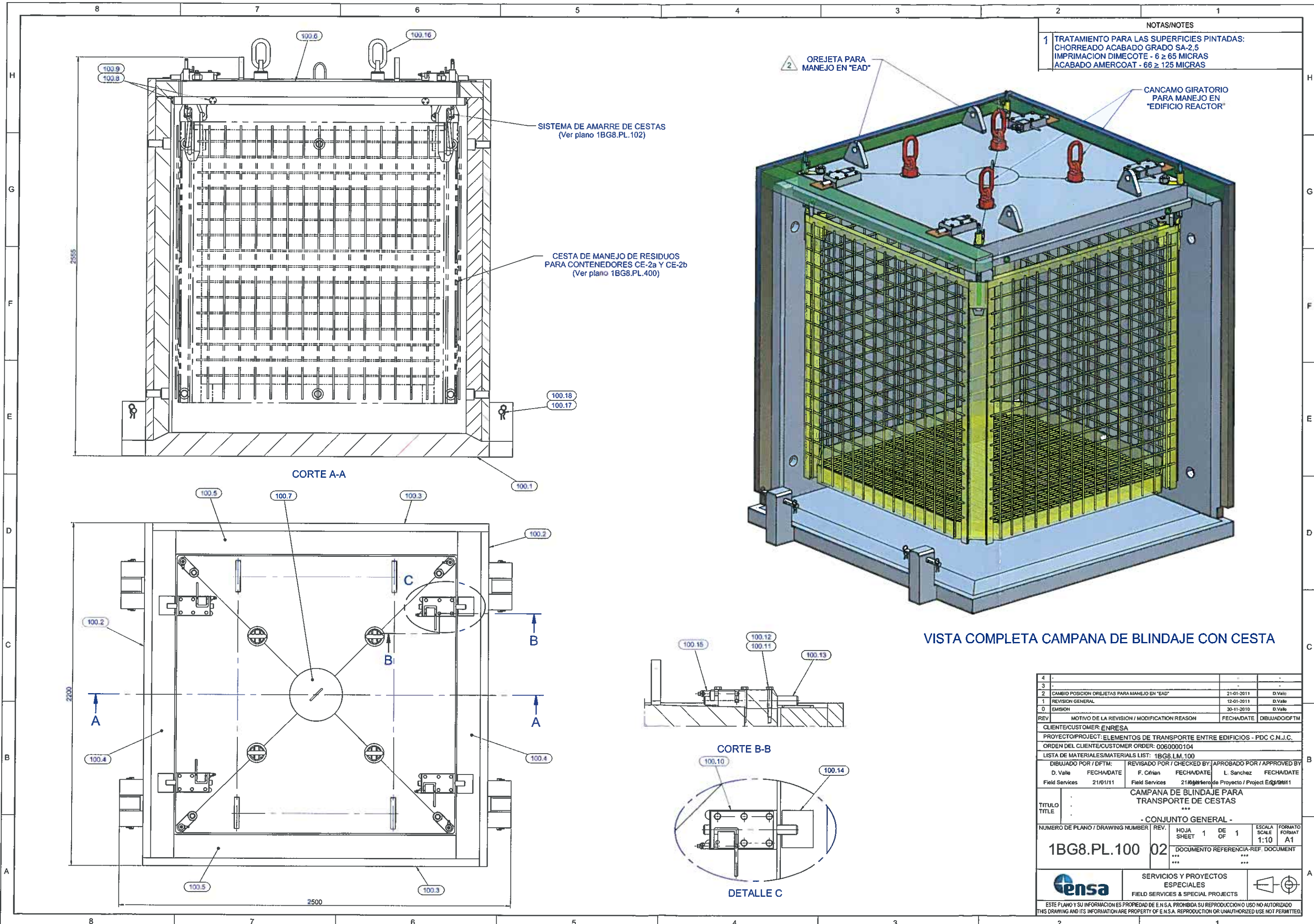
DETALLES TAPA DESLIZANTE CON
CONJUNTO GANCHO DESMONTABLE

4

3

2

1



NOTAS/NOTES

1 TRATAMIENTO PARA LAS SUPERFICIES PINTADAS:
CHORREADO ACABADO GRADO SA-2,5
IMPRIMACION DIMECOTE - 6 ± 65 MICRAS
ACABADO AMERCOAT - 66 ± 125 MICRAS

2 OREJETA PARA MANEJO EN "EAD"

CANCAMO GIRATORIO PARA MANEJO EN "EDIFICIO REACTOR"

SISTEMA DE AMARRE DE CESTAS
(Ver plano 1BG8.PL.102)

CESTA DE MANEJO DE RESIDUOS
PARA CONTENEDORES CE-2a Y CE-2b
(Ver plano 1BG8.PL.400)

CORTE A-A

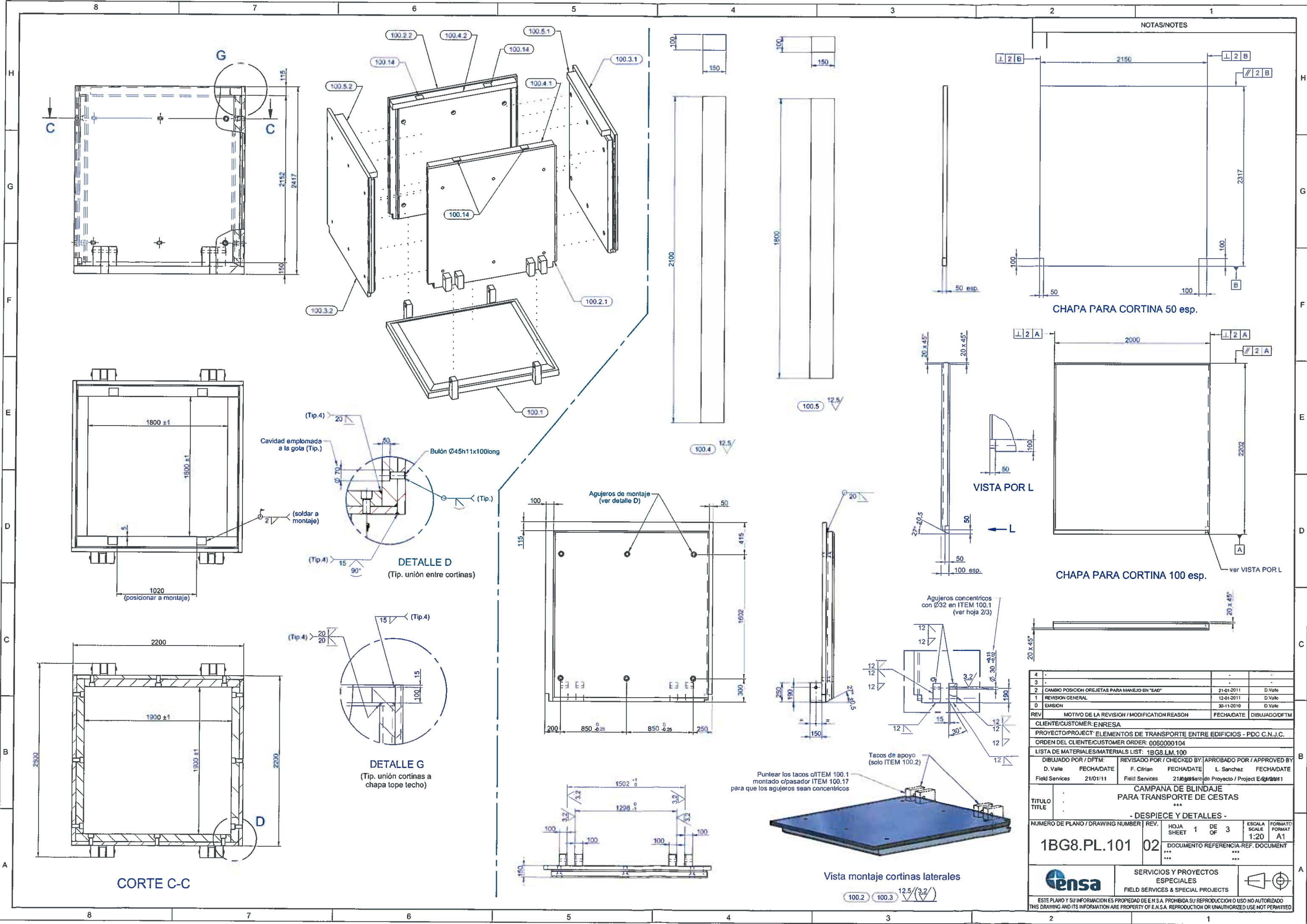
CORTE B-B

DETALLE C

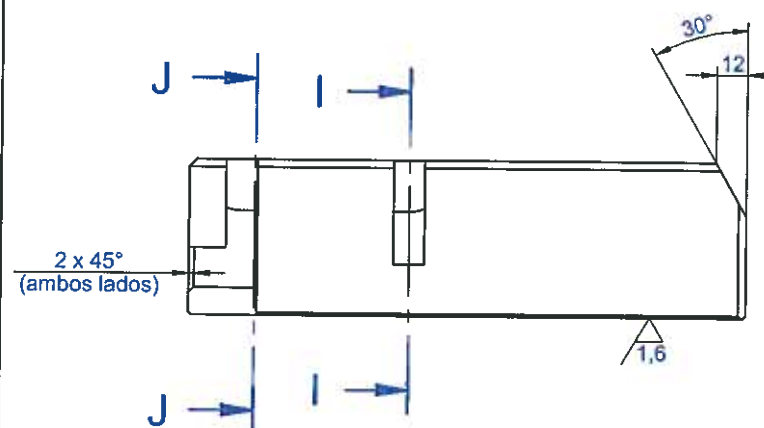
VISTA COMPLETA CAMPANA DE BLINDAJE CON CESTA

4					
3					
2	CAMBIO POSICION OREJETAS PARA MANEJO EN "EAD"	21-01-2011	D.Vale		
1	REVISION GENERAL	12-01-2011	D.Vale		
0	EMISION	30-11-2010	D.Vale		
REV	MOTIVO DE LA REVISION / MODIFICATION REASON	FECHA/DATE	DIBUJADO/DFTM		
CLIENTE/CUSTOMER: ENRESA					
PROYECTO/PROJECT: ELEMENTOS DE TRANSPORTE ENTRE EDIFICIOS - PDC C.N.J.C.					
ORDEN DEL CLIENTE/CUSTOMER ORDER: 0060000104					
LISTA DE MATERIALES/MATERIALS LIST: 1BG8.LM.100					
DIBUJADO POR / DFTM:	REVISADO POR / CHECKED BY:	APROBADO POR / APPROVED BY:			
D. Valle	F. Cifrian	L. Sanchez			
Field Services	Field Services	Field Services			
21/01/11	21/01/11	21/01/11			
CAMPAÑA DE BLINDAJE PARA TRANSPORTE DE CESTAS					
- CONJUNTO GENERAL -					
NUMERO DE PLANO / DRAWING NUMBER	REV.	HOJA SHEET	DE OF	ESCALA SCALE	FORMATO FORMAT
1BG8.PL.100	02	1	1	1:10	A1
DOCUMENTO REFERENCIA-REF. DOCUMENT					

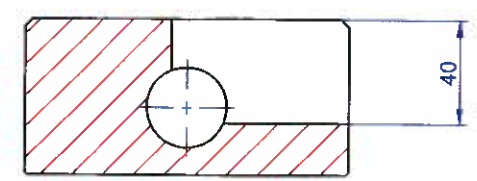
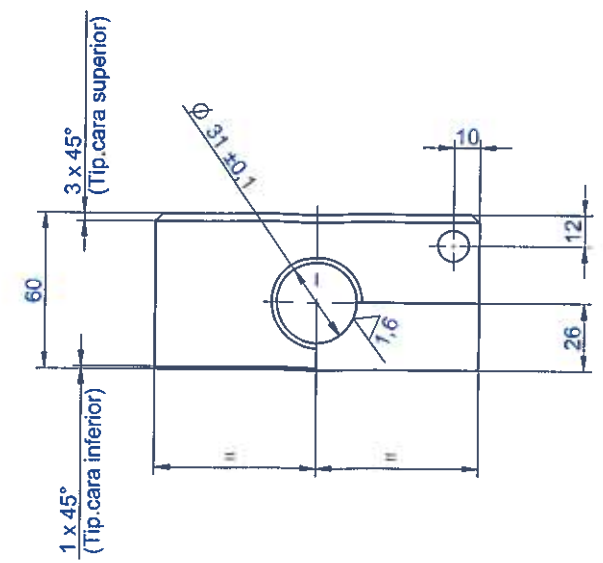
tensa					
SERVICIOS Y PROYECTOS ESPECIALES					
FIELD SERVICES & SPECIAL PROJECTS					
ESTE PLANO Y SU INFORMACION ES PROPIEDAD DE E.N.S.A. PROHIBIDA SU REPRODUCCION O USO NO AUTORIZADO					
THIS DRAWING AND ITS INFORMATION ARE PROPERTY OF E.N.S.A. REPRODUCTION OR UNAUTHORIZED USE NOT PERMITTED					



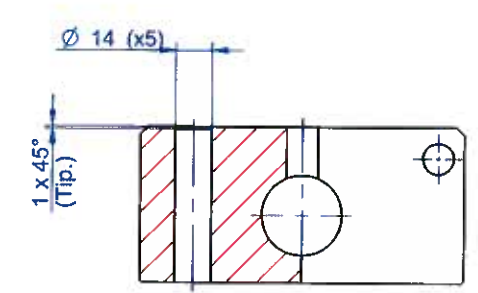
NOTAS/NOTES			
CHAPA PARA CORTINA 50 esp.			
CHAPA PARA CORTINA 100 esp.			
VISTA POR L			
DETALLE D			
DETALLE G			
CORTE C-C			
Vista montaje cortinas laterales			
LISTA DE MATERIALES/MATERIALS LIST: 1BG8.LM.100			
CAMPANA DE BLINDAJE PARA TRANSPORTE DE CESTAS			
- DESPIECE Y DETALLES -			
NUMERO DE PLANO / DRAWING NUMBER			
1BG8.PL.101 02			
SERVICIOS Y PROYECTOS ESPECIALES			
FIELD SERVICES & SPECIAL PROJECTS			
ESTE PLANO Y SU INFORMACION ES PROPIEDAD DE E.N.S.A. PROHIBIDA SU REPRODUCCION O USO NO AUTORIZADO			
THIS DRAWING AND ITS INFORMATION ARE PROPERTY OF E.N.S.A. REPRODUCTION OR UNAUTHORIZED USE NOT PERMITTED			



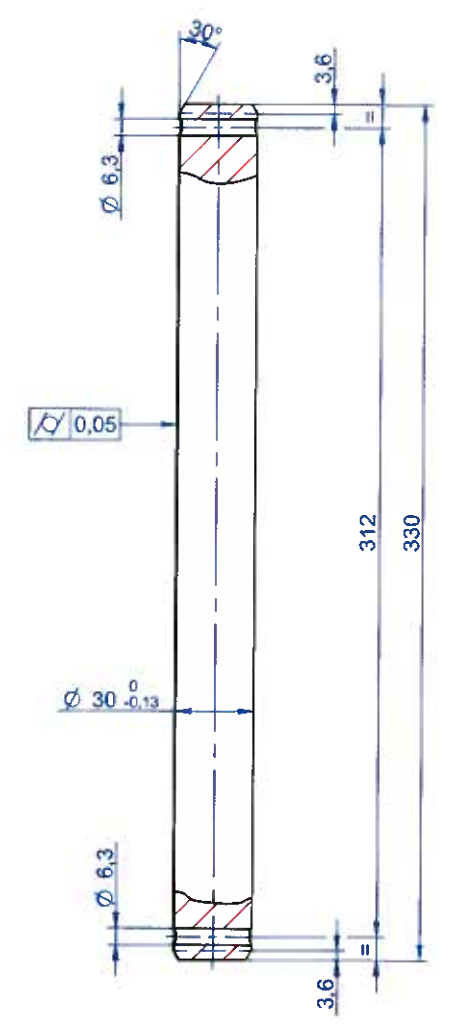
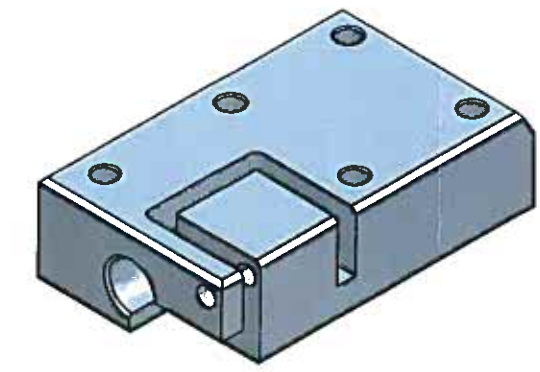
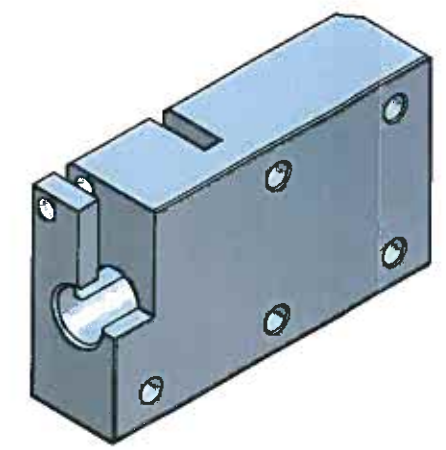
100.10 $\sqrt[6.3]{1.6}$



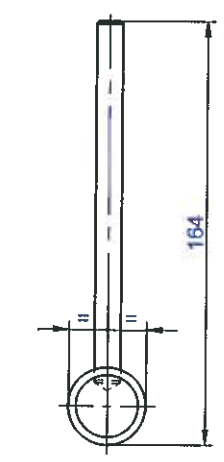
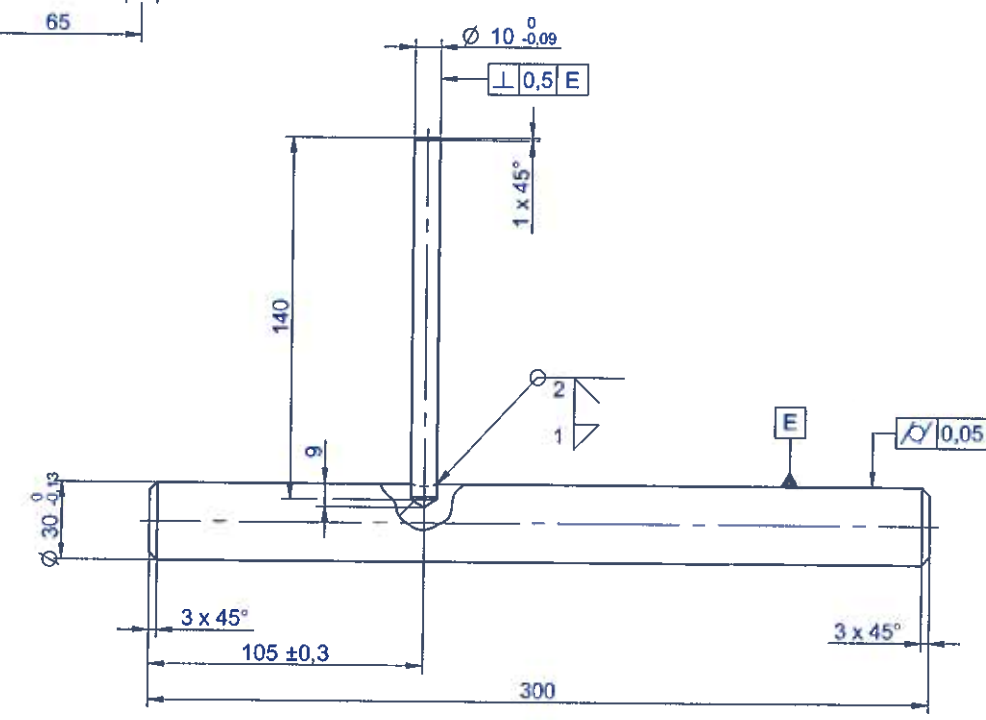
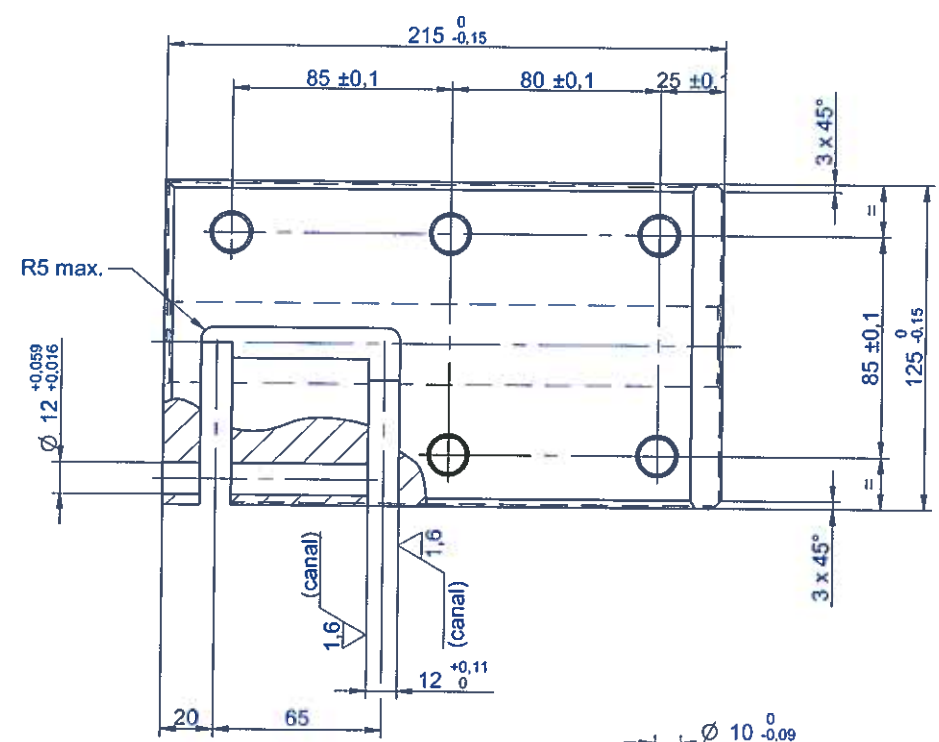
CORTE I-I





CORTE J-J

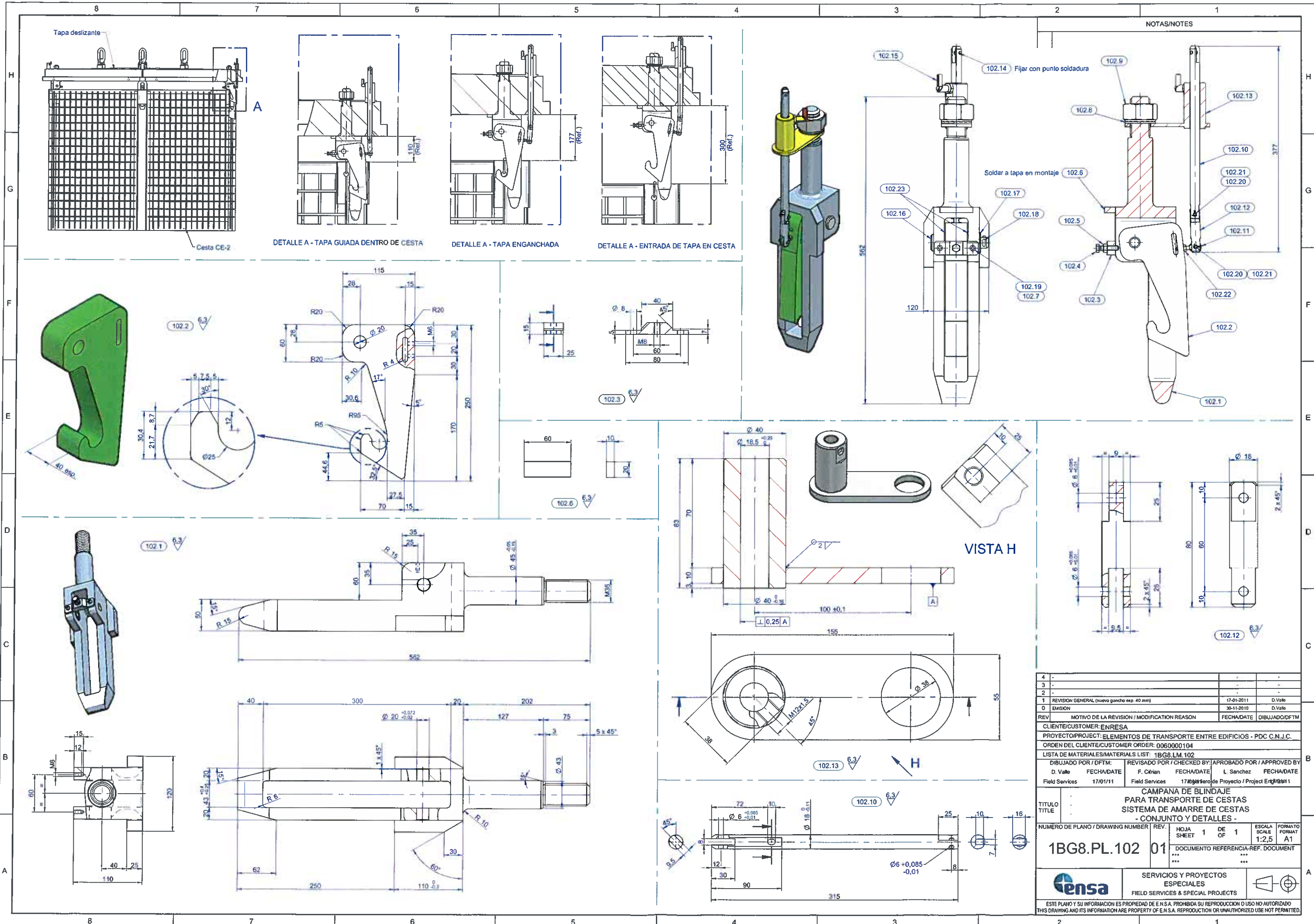


100.17 $\sqrt[1.6]{}$



4	-	-	-
3	-	-	-
2	CAMBIO POSICION OREJETAS PARA MANEJO EN "EAD"	21-01-2011	D.Valle
1	REVISION GENERAL	12-01-2011	D.Valle
0	EMISION	30-11-2010	D.Valle
REV	MOTIVO DE LA REVISION / MODIFICATION REASON	FECHA/DATE	DIBUJADO/DFTM
CLIENTE/CUSTOMER: ENRESA			
PROYECTO/PROJECT: ELEMENTOS DE TRANSPORTE ENTRE EDIFICIOS - PDC C.N.J.C.			
ORDEN DEL CLIENTE/CUSTOMER ORDER: 0060000104			
LISTA DE MATERIALES/MATERIALS LIST: 1BG8.LM.100			
DIBUJADO POR / DFTM:		REVISADO POR / CHECKED BY:	APROBADO POR / APPROVED BY:
D. Valle FECHA/DATE		F. Cifrian FECHA/DATE	L. Sanchez FECHA/DATE
Field Services 21/01/11		Field Services 21/01/11	Ing. de Proyecto / Project Engineer 21/01/11
CAMPANA DE BLINDAJE PARA TRANSPORTE DE CESTAS ***			
- DESPIECE Y DETALLES -			
NUMERO DE PLANO / DRAWING NUMBER		REV.	HOJA SHEET 3 DE OF 3
1BG8.PL.101		02	ESCALA SCALE 1:2
			FORMAT A2
DOCUMENTO REFERENCIA-REF. DOCUMENT			

		SERVICIOS Y PROYECTOS ESPECIALES	
		FIELD SERVICES & SPECIAL PROJECTS	
			
ESTE PLANO Y SU INFORMACION ES PROPIEDAD DE E.N.S.A. PROHIBIDA SU REPRODUCCION O USO NO AUTORIZADO			
THIS DRAWING AND ITS INFORMATION ARE PROPERTY OF E.N.S.A. REPRODUCTION OR UNAUTHORIZED USE NOT PERMITTED.			



NOTAS/NOTES

102.14 Fijar con punto soldadura

Soldar a tapa en montaje

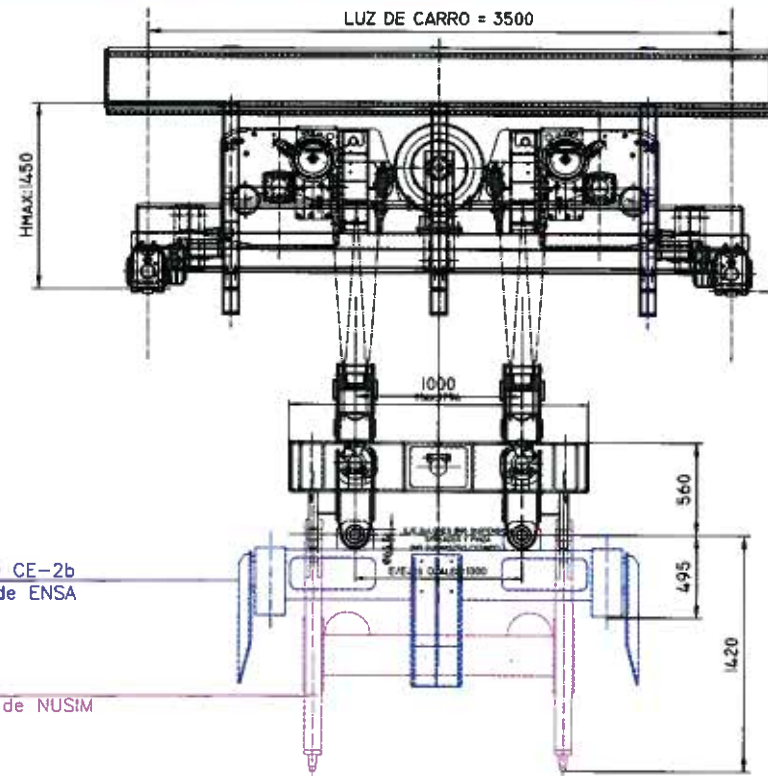
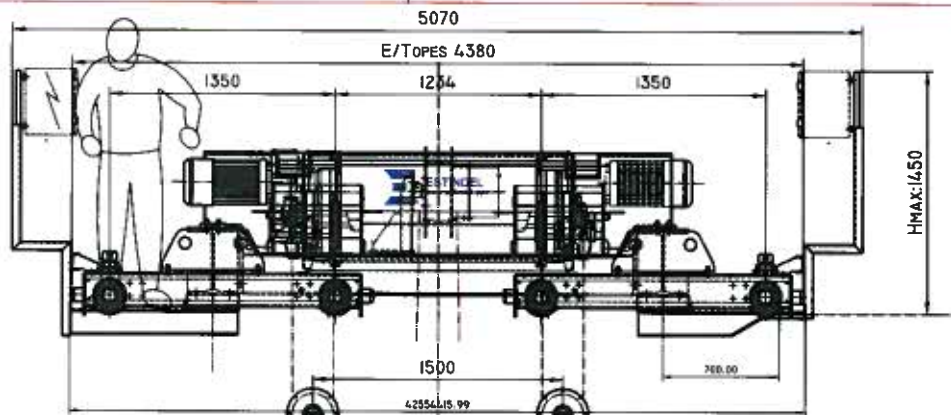
VISTA H

4	-	-	-
3	-	-	-
2	-	-	-
1	REVISIÓN GENERAL (nuevo gancho esp. 40 mm)	17-01-2011	D. Valle
0	EMISION	30-11-2010	D. Valle
REV	MOTIVO DE LA REVISIÓN / MODIFICATION REASON	FECHA/DATE	DIBUJADO/DFTM
CLIENTE/CUSTOMER: ENRESA			
PROYECTO/PROJECT: ELEMENTOS DE TRANSPORTE ENTRE EDIFICIOS - PDC C.N.J.C.			
ORDEN DEL CLIENTE/CUSTOMER ORDER: 0060000104			
LISTA DE MATERIALES/MATERIALS LIST: 1BG8.LM.102			
DIBUJADO POR / DFTM:	REVISADO POR / CHECKED BY:	APROBADO POR / APPROVED BY:	
D. Valle	F. Cifrian	L. Sanchez	
Field Services	Field Services	Field Services	
FECHA/DATE	FECHA/DATE	FECHA/DATE	
17/01/11	17/01/11	17/01/11	
CAMPANA DE BLINDAJE PARA TRANSPORTE DE CESTAS SISTEMA DE AMARRE DE CESTAS - CONJUNTO Y DETALLES -			
TITULO	NUMERO DE PLANO / DRAWING NUMBER	REV.	HOJA SHEET 1 DE 1
	1BG8.PL.102	01	ESCALA SCALE 1:2,5
			FORMATO FORMAT A1
			DOCUMENTO REFERENCIA-REF. DOCUMENT
			...
			...
			...
tensa		SERVICIOS Y PROYECTOS ESPECIALES	
ESTE PLANO Y SU INFORMACION ES PROPIEDAD DE E.N.S.A. PROHIBIDA SU REPRODUCCION O USO NO AUTORIZADO		FIELD SERVICES & SPECIAL PROJECTS	
THIS DRAWING AND ITS INFORMATION ARE PROPERTY OF E.N.S.A. REPRODUCTION OR UNAUTHORIZED USE NOT PERMITTED.			



ANEXO 11: Planos de la Grúa del EAD

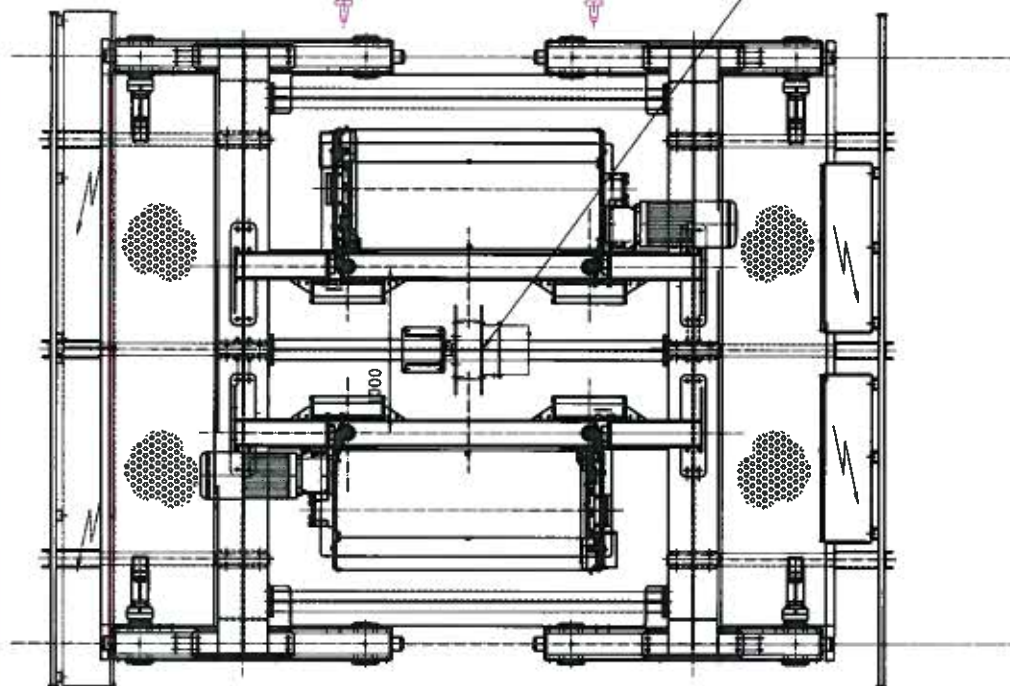
(contiene 1 página)



Spreader P/Contenedores CE-2a y CE-2b
Segun plano 1BG8.PL.510 Rev.00 de ENSA

UTILIZADO CAMPANA Bostidores
Segun plano RR-485-GN-0482-1 Rev.2 de NUSIM

ENROLLADOR SPREADER



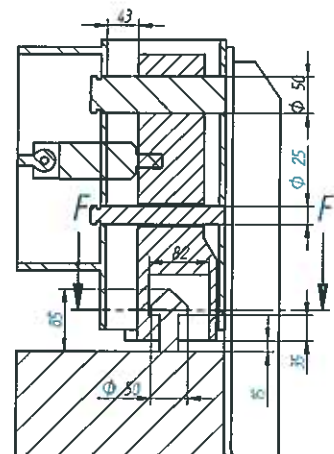
10					
09					
08					
07					
06					
05					
04					
03	4	Testaros complet GNC-20			300kg
02	2	Poligrafo ME24M4KET63			2100kg
01	1	Chasis con pasantes			3-276 2100kg
Peso		total	Desarrollador		

A 10.08.11 Rev. 1.00		Cambio informático. Trabajo anterior REVISADO O MODIFICADO	
COTAS SIN TOLERANCIA SEGUN LINEA DISEÑO DE A	ESCALA: 1:10 N° PEDIDO: - N° PRODUCCION: -	PESO: -5100 kg	
ELABORADO POR: [Firma] DISEÑADO POR: [Firma] REVISADO POR: [Firma]	HOMER DENOMINACION CONJUNTO CARRO 4 x 10t Con Util para Spreader		
ENRESA ESTINDEL www.estindel.com		N° DE PLANO EST 272_20_11 A	Hoja: A2 / 1 DISEÑADO POR: - ELABORADO POR: -

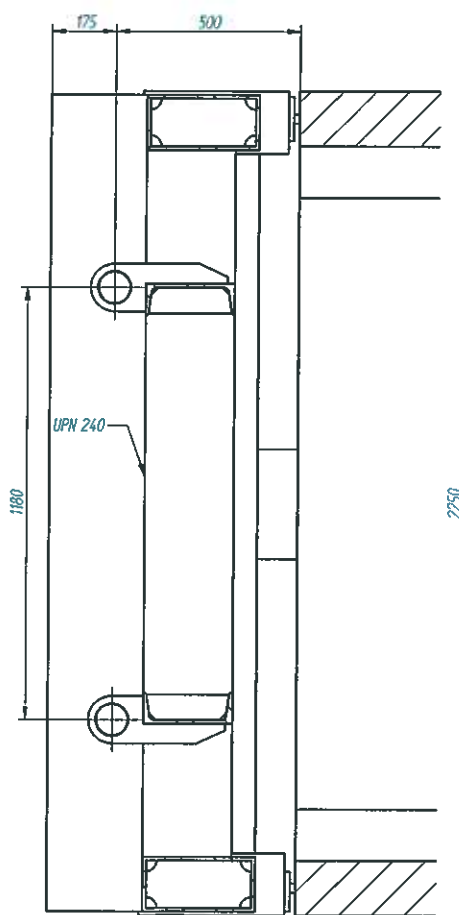
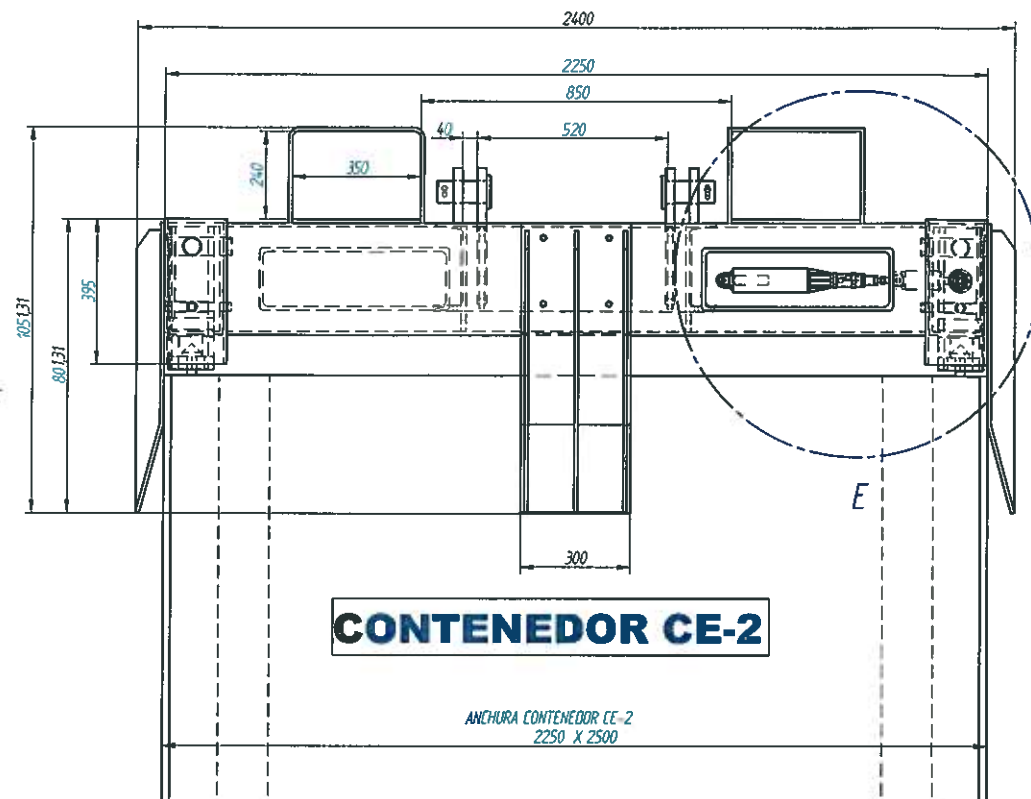


ANEXO 12: Planos del Spreader

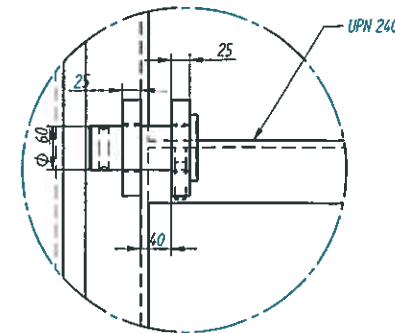
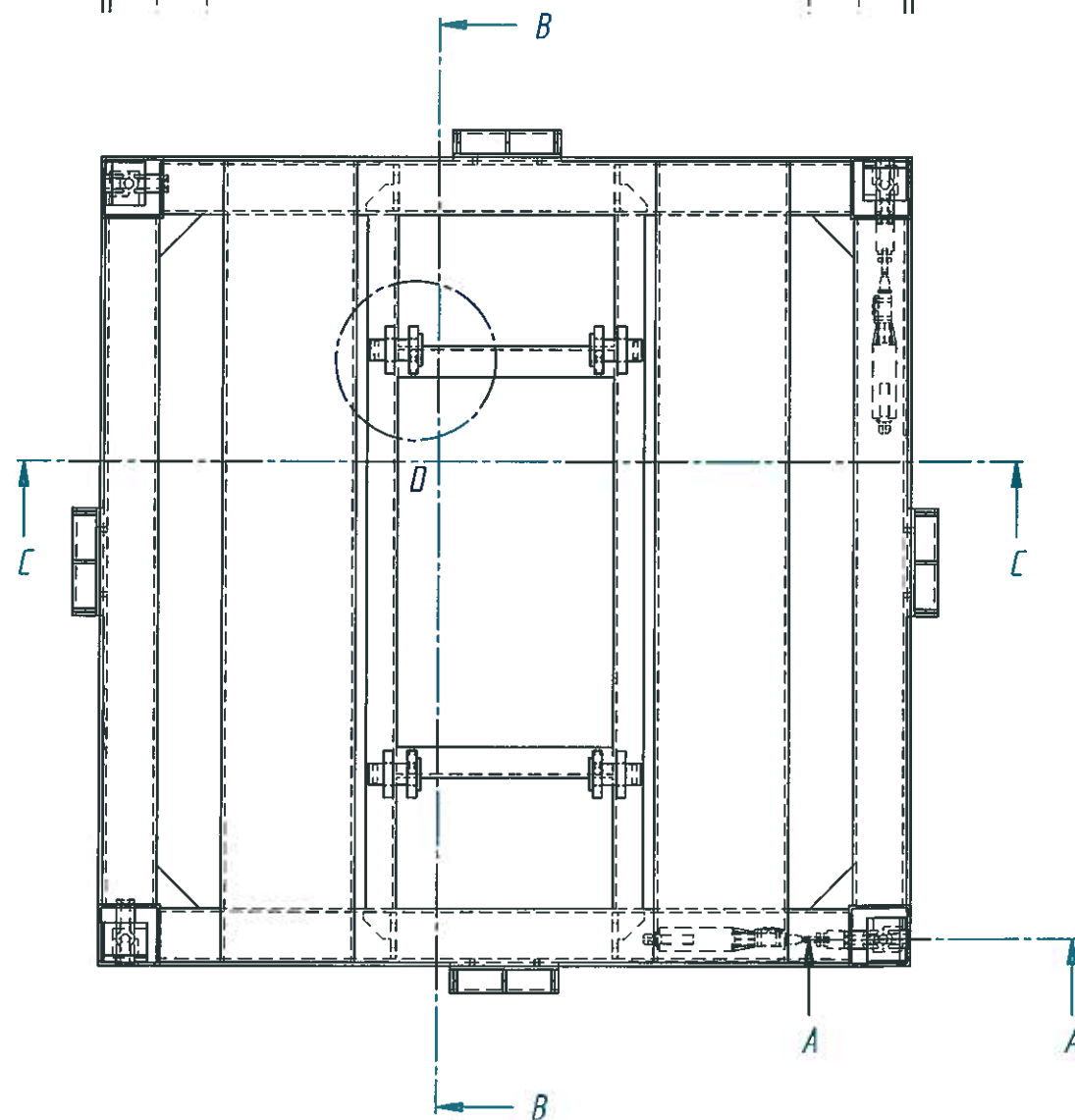
(contiene 5 páginas)



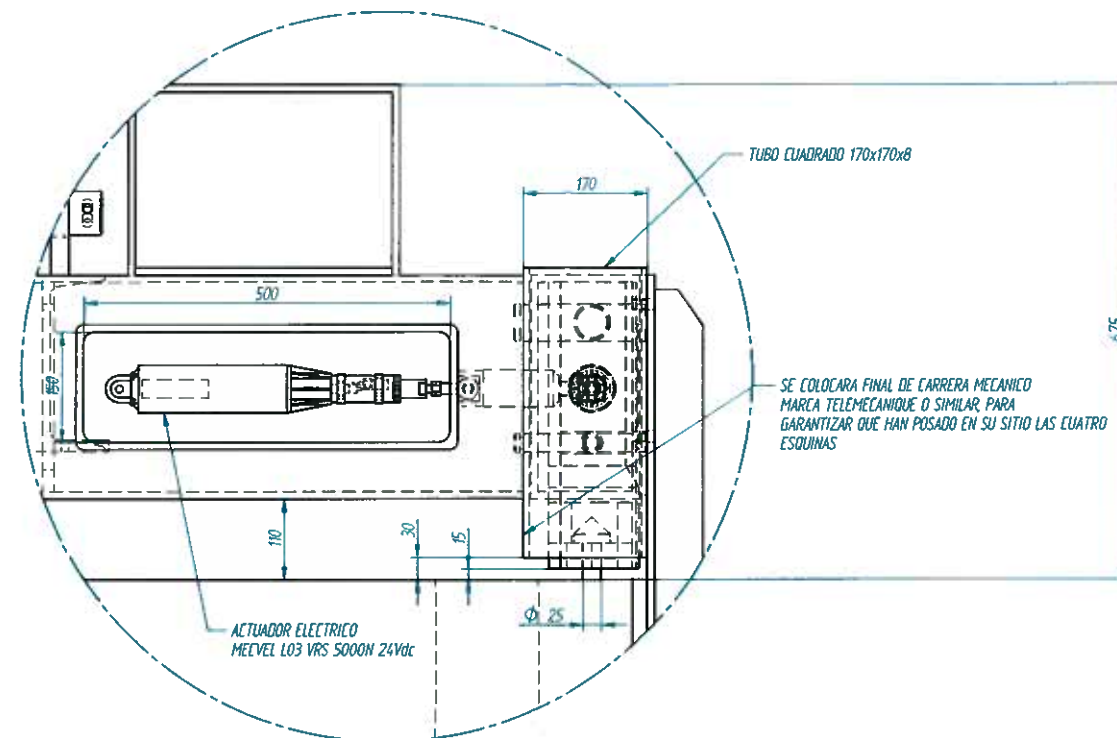
CORTE A-A



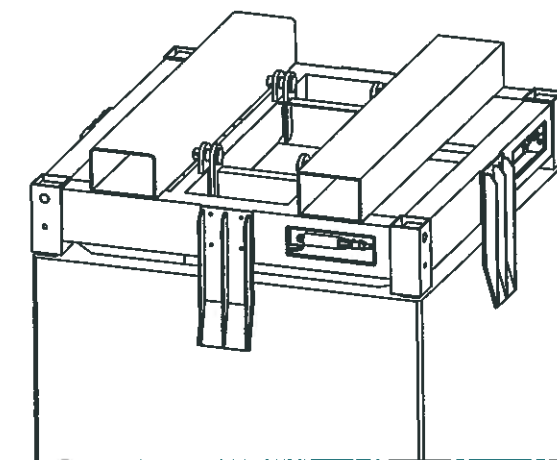
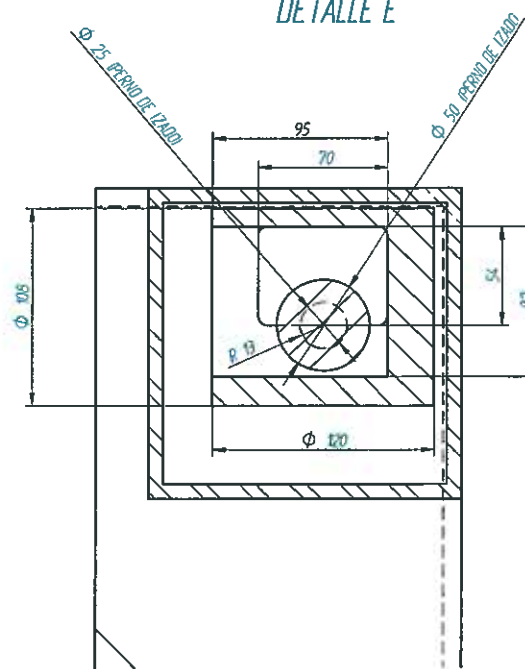
CORTE B-B



DETALLE D

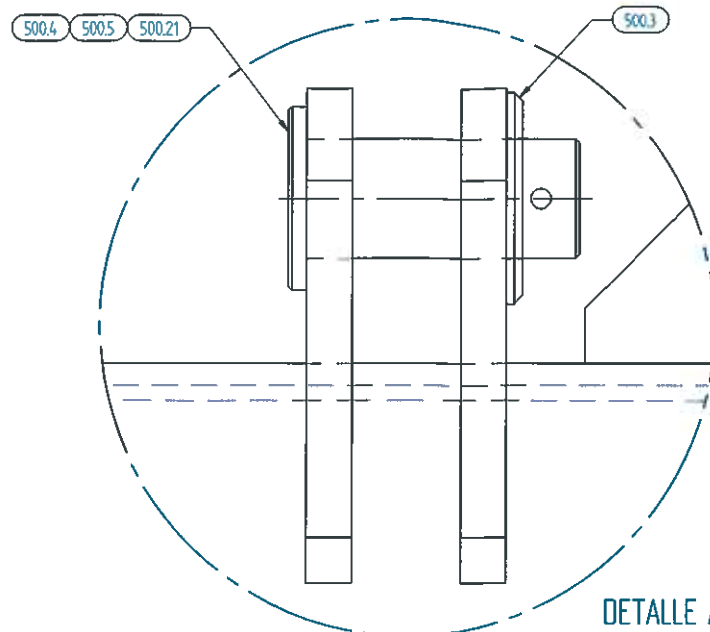


DETALLE E






A



500.40 500.39 500.38 500.37 500.36

EL INTERRUPTOR DE POSICION SE GRADUA AL MONTAJE PARA UN CORRECTO FUNCIONAMIENTO



This diagram illustrates the exploded view of the 500 Series Motor Assembly. The components are labeled as follows:

- 500.24: Motor housing (left)
- 500.25: Motor housing (right)
- 500.26: Motor housing (middle)
- 500.27: Motor housing (bottom left)
- 500.28: Motor housing (bottom right)
- 500.29: Motor housing (bottom middle)
- 500.30: Motor housing (top right)
- 500.31: Motor housing (bottom right)
- 500.32: Motor housing (bottom right)
- 500.33: Motor housing (bottom right)
- 500.34: Motor housing (bottom right)

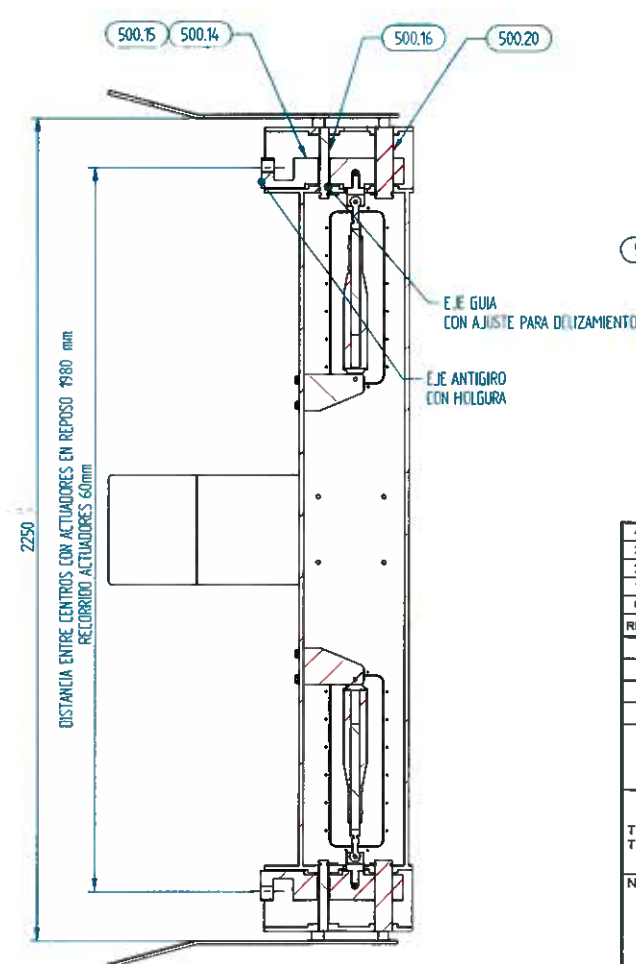
Technical drawing of a rectangular frame structure, likely a platform scale. The drawing shows a top-down view of the frame with four corner supports and two central horizontal beams. Dimensions are indicated by arrows and text:

- DISTANCIA ENTRE PERNOS DE IZADO:** 2100 (Distance between lifting pins)
- 1000** (Width of the frame)
- 1500** (Length of the frame)
- 100** (Width of the central beams)
- 150** (Height of the corner supports)
- 100** (Height of the central beams)
- 100** (Height of the side rails)
- 100** (Height of the base plate)

The drawing includes detailed views of the corner supports and the central beams, showing the internal structure and the mounting points for the lifting pins. The frame is made of metal, and the central beams are connected by a horizontal bar. The corner supports are mounted on a base plate. The side rails are connected to the corner supports and the central beams. The base plate is made of metal and has a width of 1000 mm. The side rails are 1500 mm long. The central beams are 1000 mm long. The corner supports are 150 mm high. The central beams are 100 mm high. The side rails are 100 mm high. The base plate is 100 mm high.

Technical drawing of a vertical assembly, likely a component of a machine. The drawing shows a central vertical shaft with various components. Dimensions are indicated by blue lines and circles: 500.8, 500.7, 500.6, 500.35, 10, and 500.12. The drawing is labeled 'B' at the bottom.

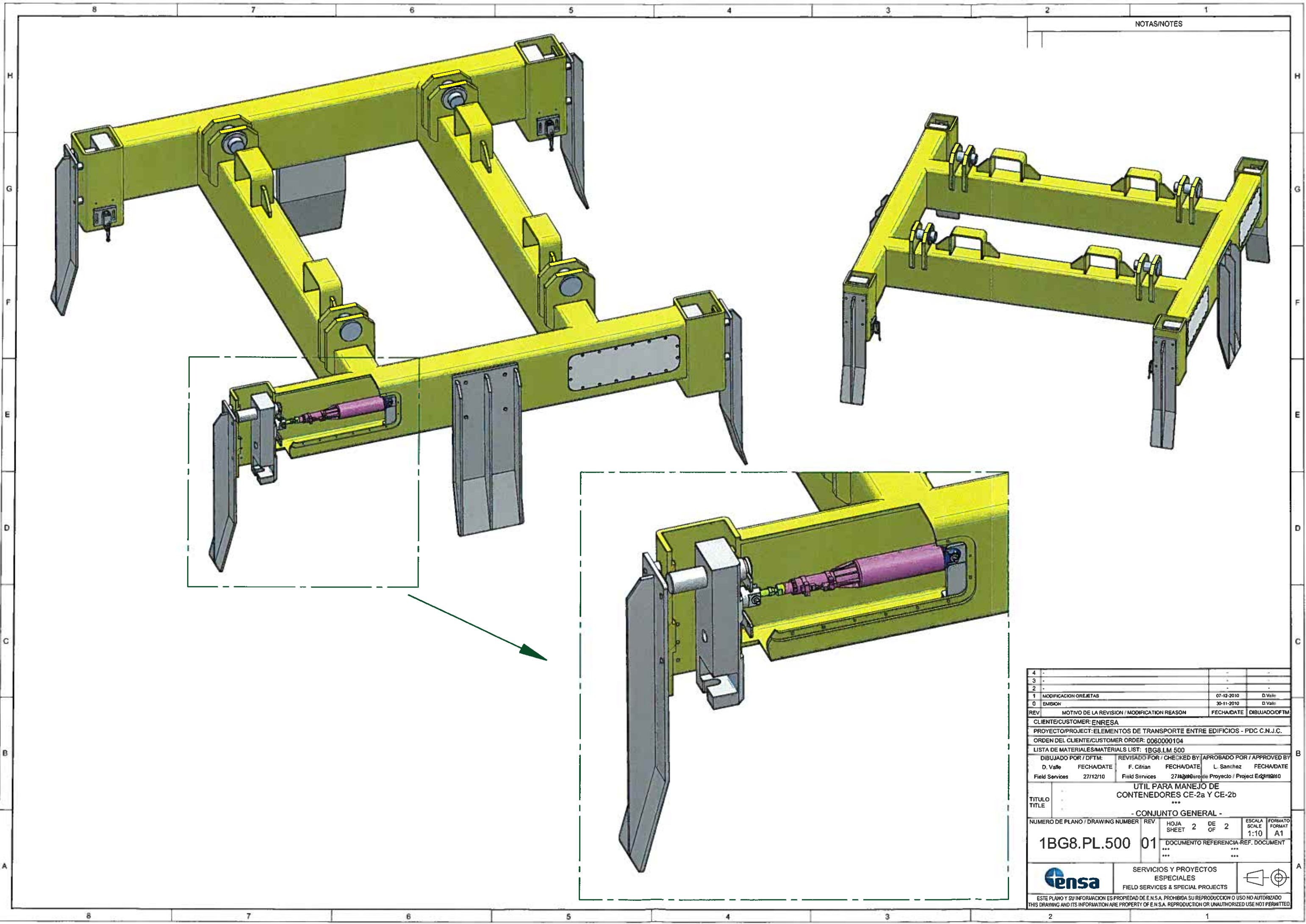
B



SERVICIOS Y PROYECTOS
ESPECIALES
FIELD SERVICES & SPECIAL PROJECTS



ESTE PLANO Y SU INFORMACION ES PROPIEDAD DE E.N.S.A. PROHIBIDA SU REPRODUCCION O USO NO AUTORIZADO
THIS DRAWING AND ITS INFORMATION ARE PROPERTY OF E.N.S.A. REPRODUCTION OR UNAUTHORIZED USE NOT PERMITTED



NOTAS/NOTES

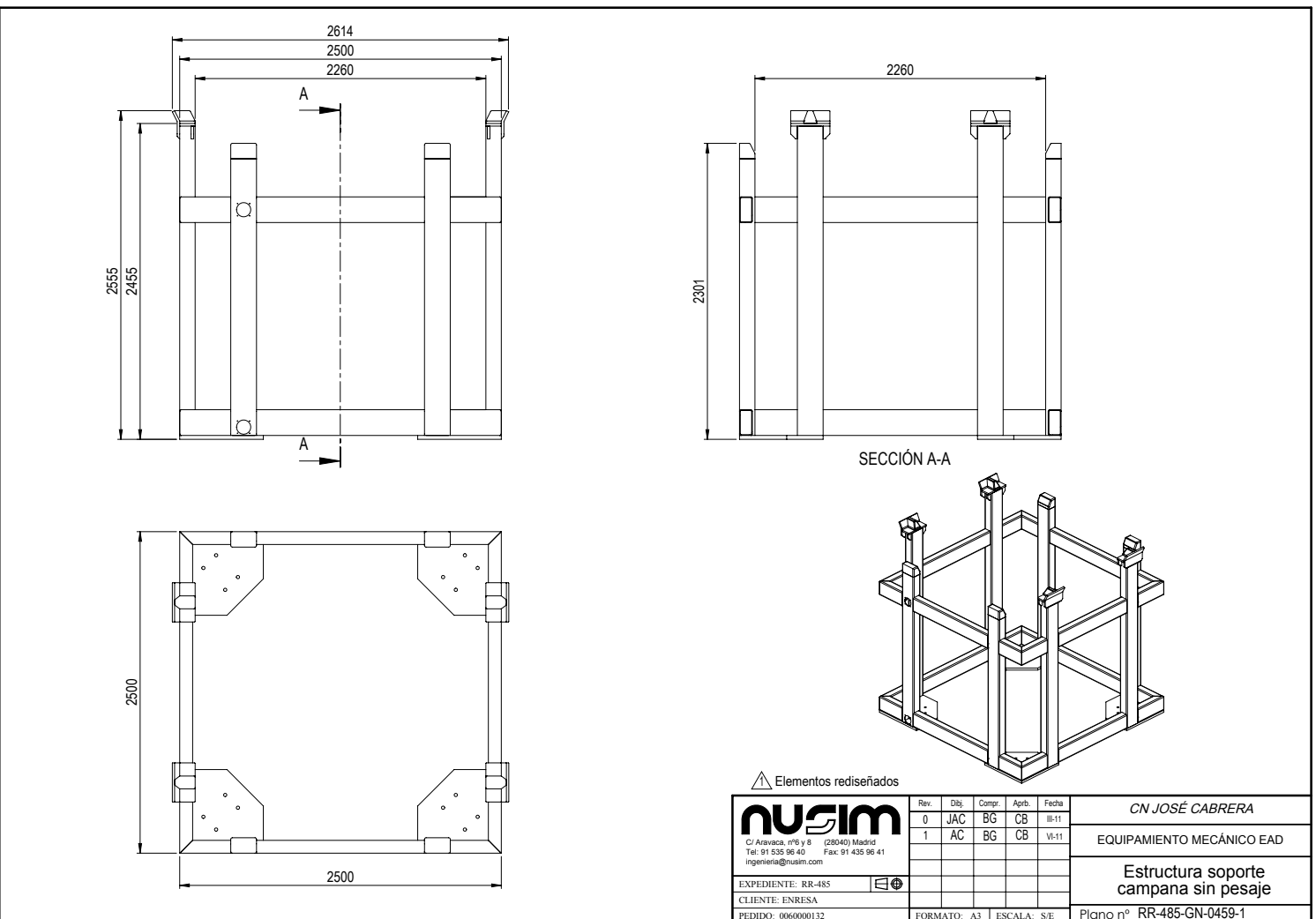
4	-	-	-	-	-
3	-	-	-	-	-
2	-	-	-	-	-
1	MODIFICACION OREJETAS	07-12-2010	D. Valle		
0	EMISION	30-11-2010	D. Valle		
REV	MOTIVO DE LA REVISION / MODIFICATION REASON	FECHA/DATE	DIBUJADO/DFTM		
CLIENTE/CUSTOMER: ENRESA					
PROYECTO/PROJECT: ELEMENTOS DE TRANSPORTE ENTRE EDIFICIOS - PDC C.N.J.C.					
ORDEN DEL CLIENTE/CUSTOMER ORDER: 0060000104					
LISTA DE MATERIALES/MATERIALS LIST: 1BG8.LM.500					
DIBUJADO POR / DFTM:	REVISADO POR / CHECKED BY	APROBADO POR / APPROVED BY			
D. Valle	F. Citrian	L. Sanchez			
Field Services	27/12/10	Field Services	27/12/10	Proyecto / Project	Edg. M. 10/10
UTIL PARA MANEJO DE CONTENEDORES CE-2a Y CE-2b					

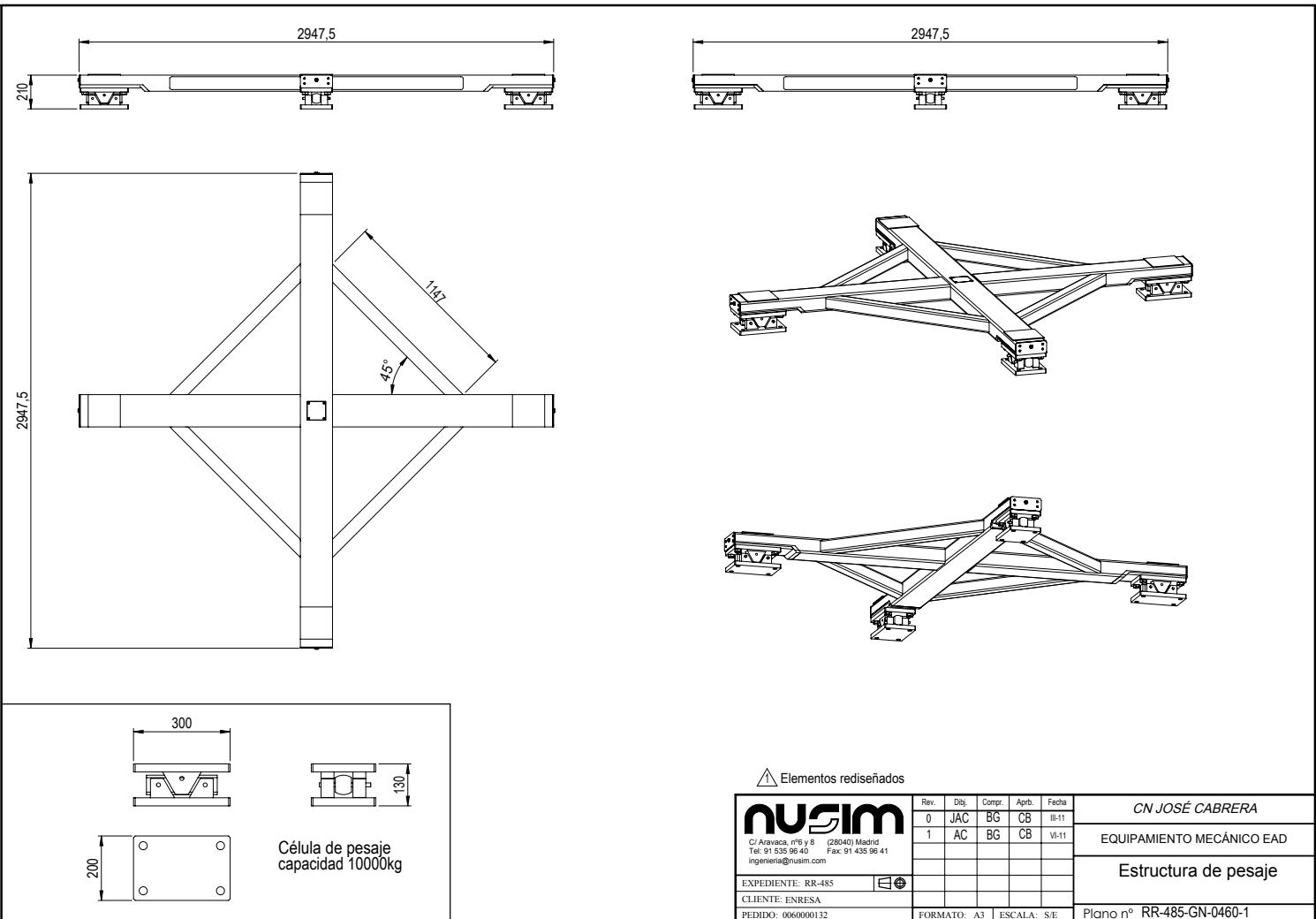
- CONJUNTO GENERAL -					
NUMERO DE PLANO / DRAWING NUMBER	REV	HOJA SHEET	DE OF	ESCALA SCALE	FORMATO FORMAT
1BG8.PL.500	01	2	2	1:10	A1
DOCUMENTO REFERENCIA-REF. DOCUMENT					

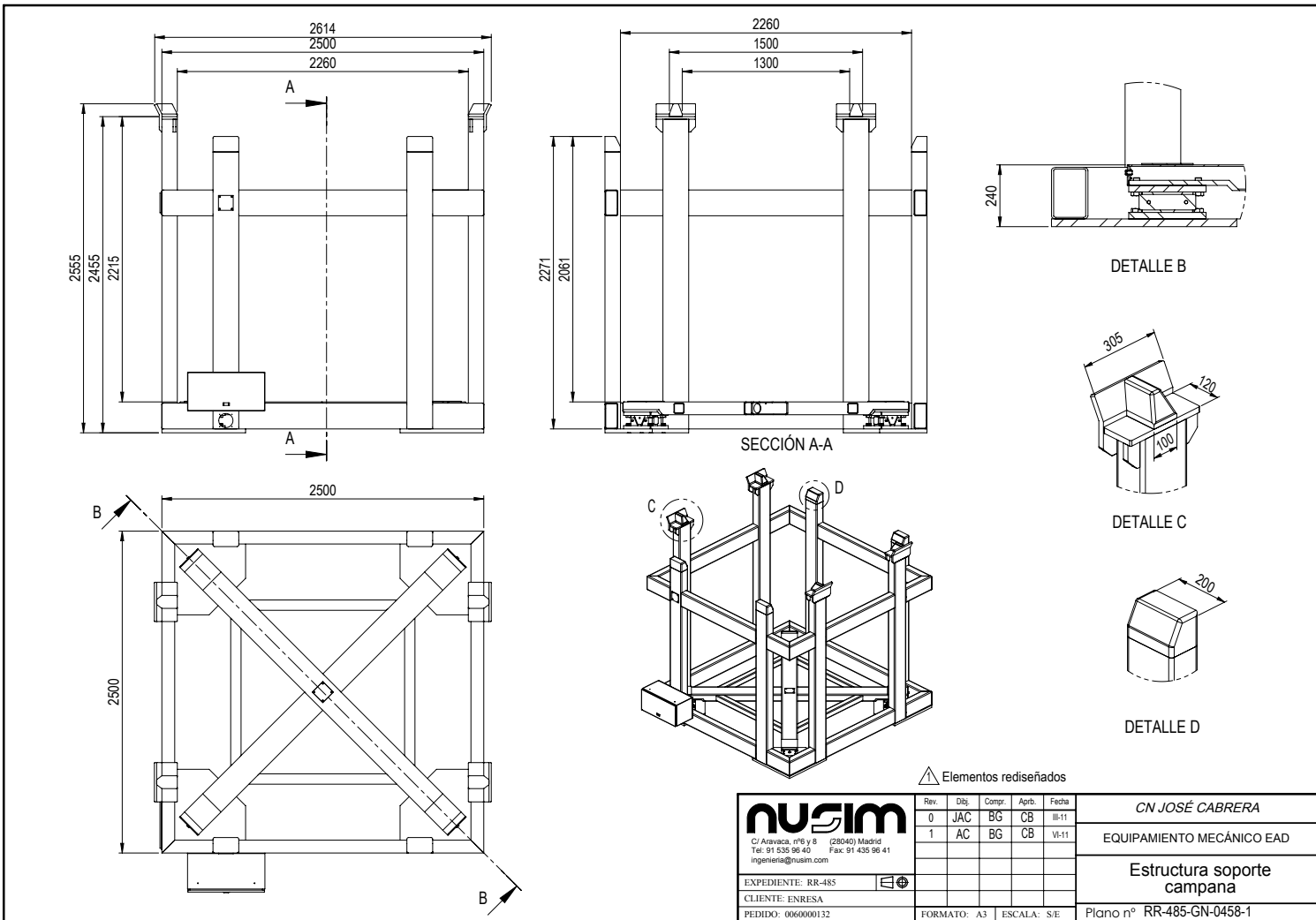
ENSA		SERVICIOS Y PROYECTOS ESPECIALES		FIELD SERVICES & SPECIAL PROJECTS	
ESTE PLANO Y SU INFORMACION ES PROPIEDAD DE E.N.S.A. PROHIBIDA SU REPRODUCCION O USO NO AUTORIZADO THIS DRAWING AND ITS INFORMATION ARE PROPERTY OF E.N.S.A. REPRODUCTION OR UNAUTHORIZED USE NOT PERMITTED					

ANEXO 13: Planos de la Estructura soporte de campana
(contiene 3 páginas)

Para una mayor aclaración del equipo se adjuntan planos generales de los distintos componentes.





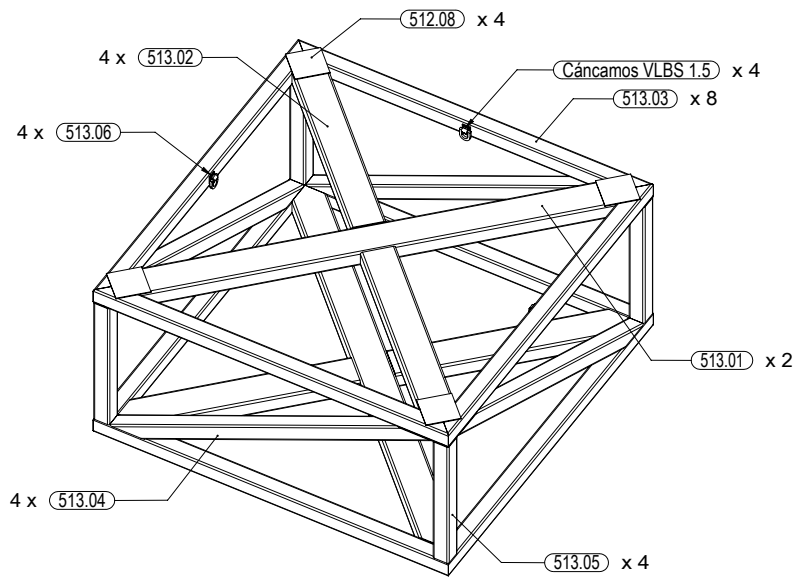
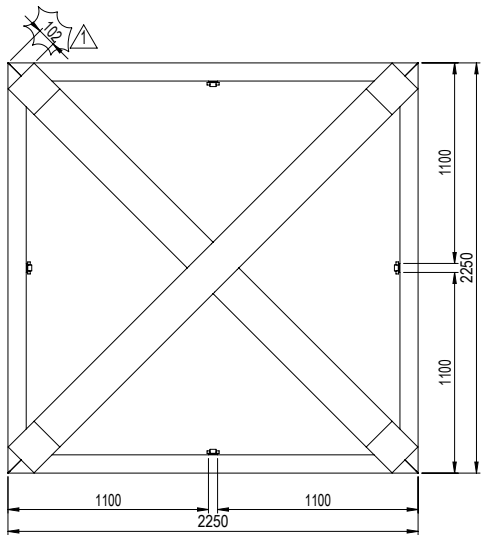
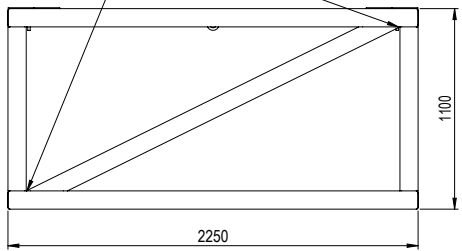




ANEXO 14: Planos del Suplemento CE-2b

(contiene 1 página)

Revisar encuentros en taller



EXPEDIENTE: RR-485
CLIENTE: ENRESA
PEDIDO: 0060000132

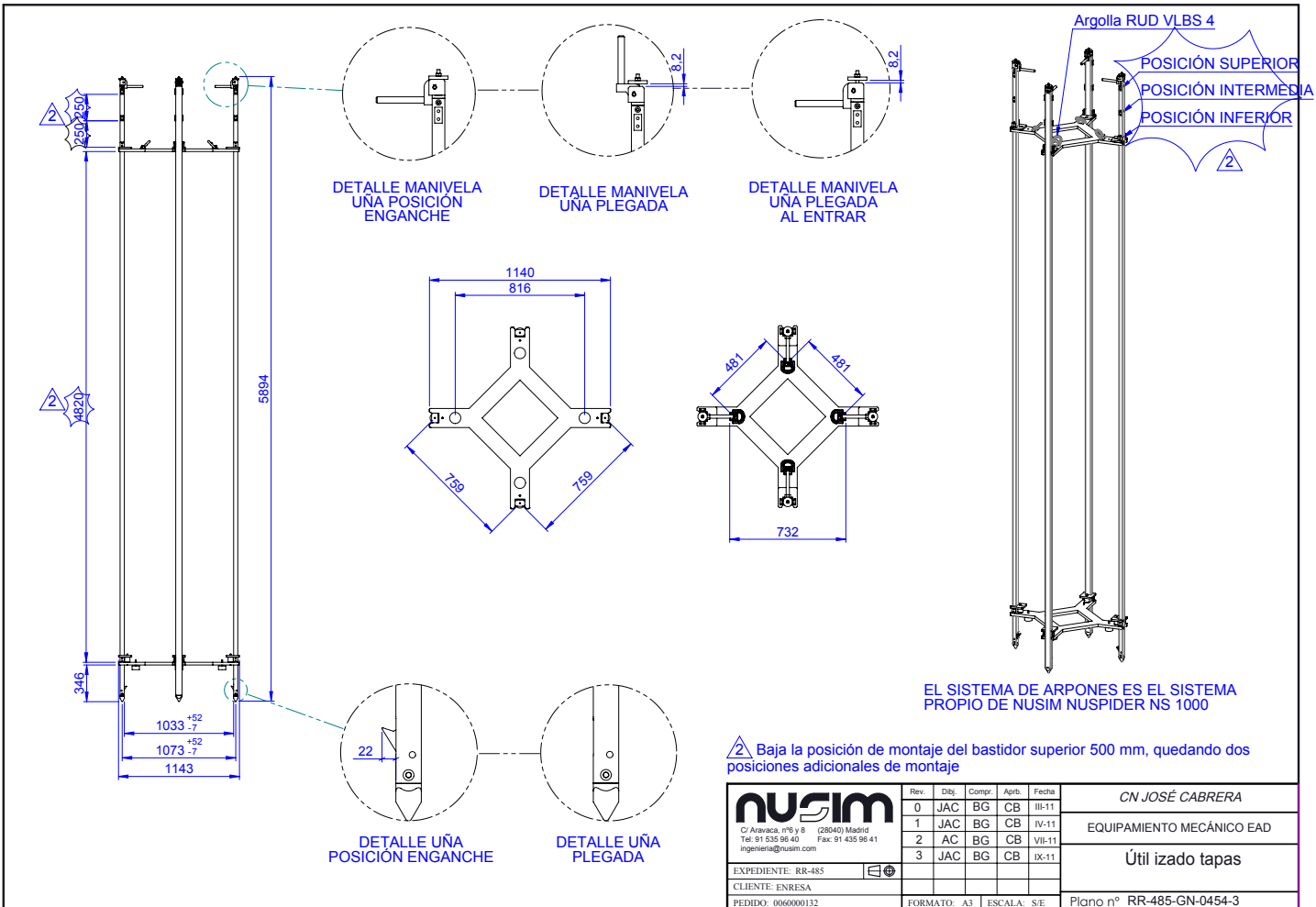
Rev.	Dtg.	Compr.	Aprb.	Fecha	
0	AC	BG	CB	VI-11	CN JOSÉ CABRERA
1	AC	BG	CB	VII-11	ESTRUCTURA PESAJE CE-2a
					Conjunto calzo CE-2b
					Plano nº RR-485-PL-513.00

FORMATO: A3 ESCALA: S/E

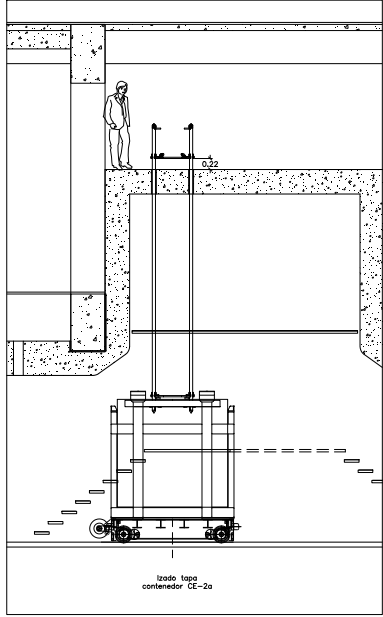


ANEXO 15: Planos del Útil de izado de tapa CE-2
(contiene 3 páginas)

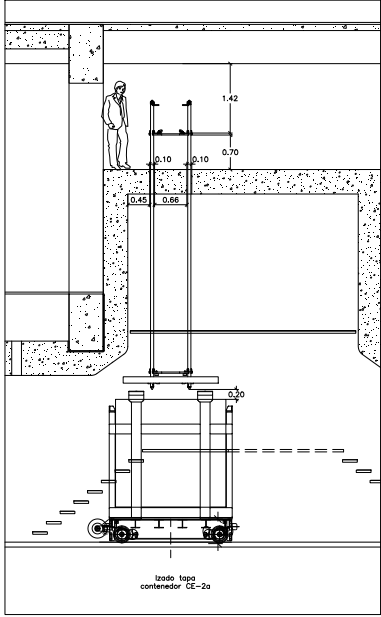
Para una mayor aclaración del equipo se adjunta plano general del útil.



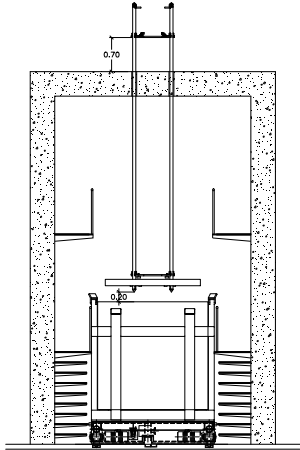
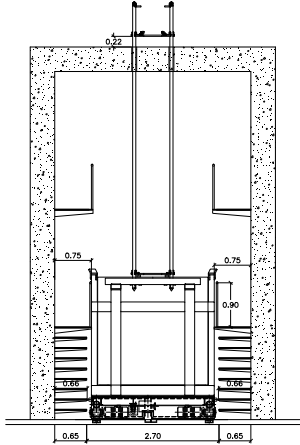
Rev.	Dib.	Compr.	Aprob.	Fecha	
0	JAC	BG	CB	III-11	CN JOSÉ CABRERA
1	JAC	BG	CB	IV-11	EQUIPAMIENTO MECÁNICO EAD
2	AC	BG	CB	VII-11	
3	JAC	BG	CB	IX-11	Útil izado tapas




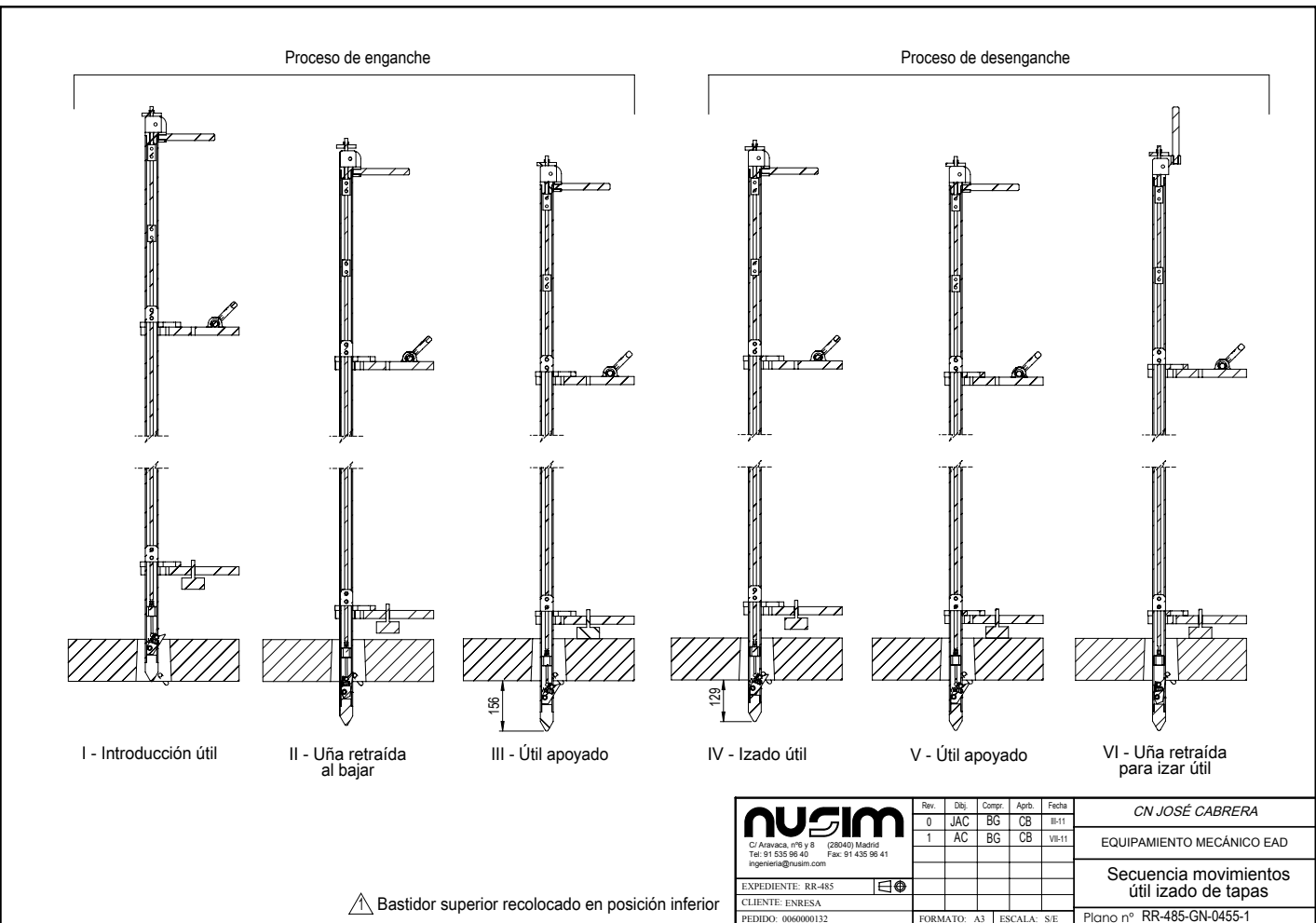
Izado tapa
contenedor CE-2a



Izado tapa
contenedor CE-2a

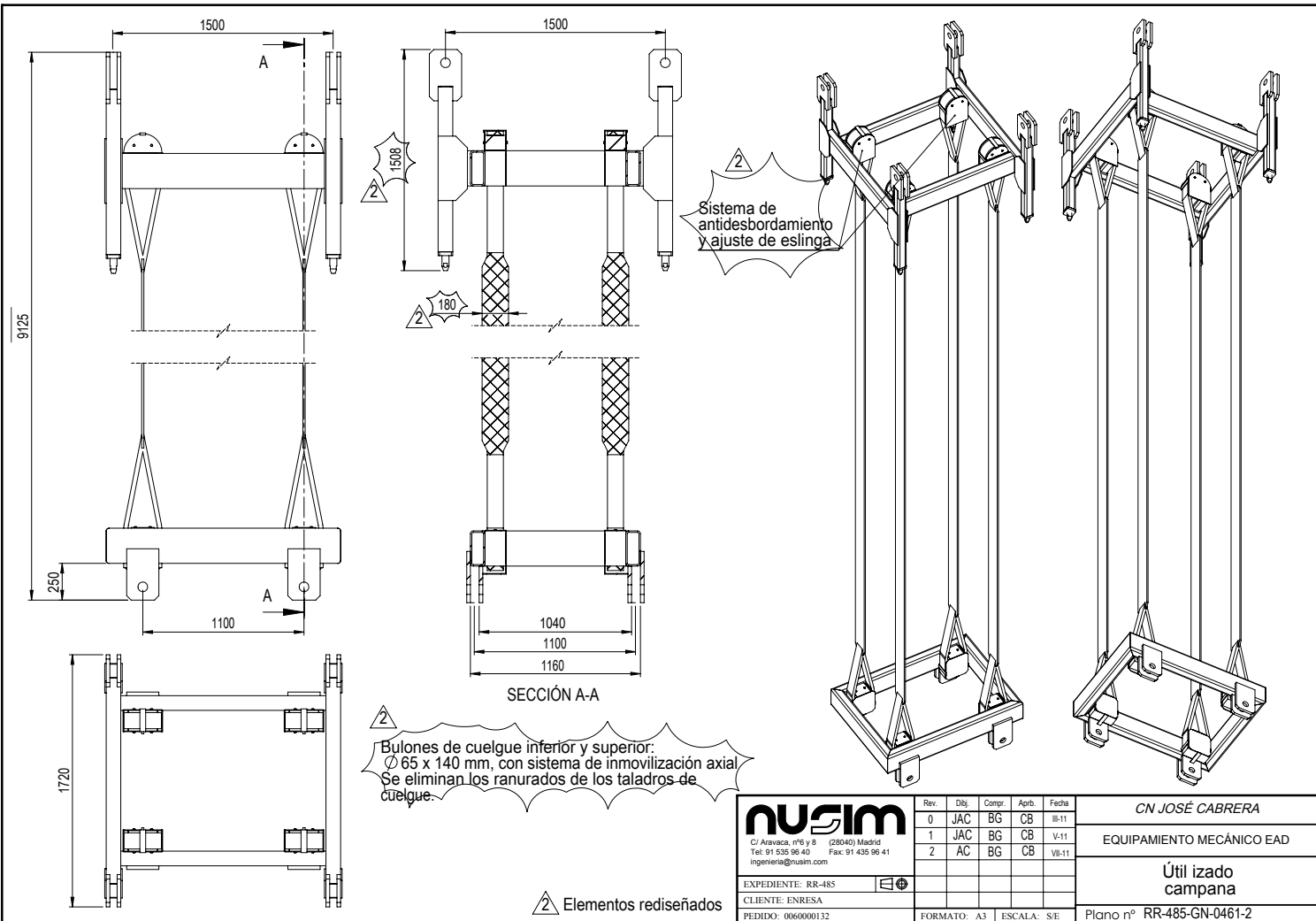


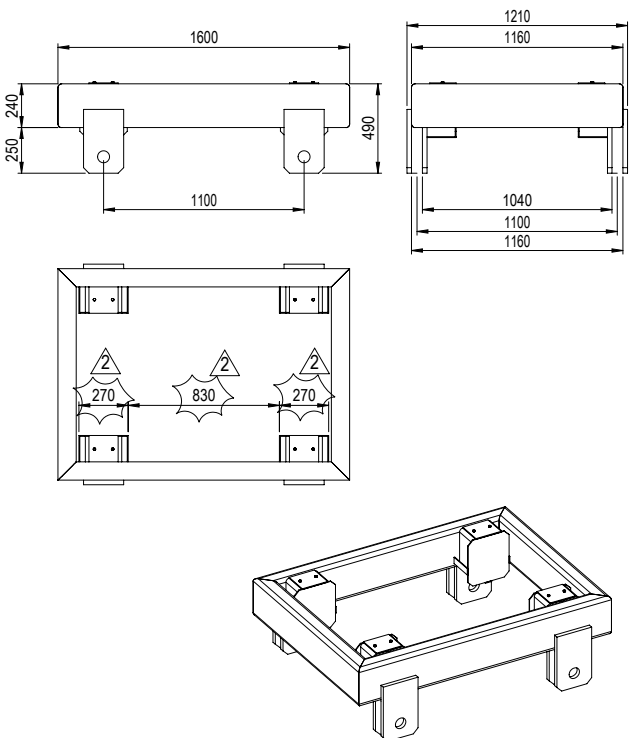
nusim C/Aravaca, nº 6 y 8 28040 Madrid Tel: 91 435 96 40 Fax: 91 435 96 41 ingenieria@nusim.com	Rev.	Dib.	Comp.	Aprob.	Fecha	CN JOSÉ CABRERA EQUIPAMIENTO MECÁNICO EAD Secciones útil izado de tapa en túnel de transferencia Plano nº RI-485- GN-0456-1
	0	JAC	B.G.	C.B.	17/01/12	
	1	JAC	B.G.	C.B.	17/01/12	
EXPEDIENTE: RR-685						
CLIENTE: ENRESA						
PROYECTO: 0060000132	FORMATO: A2 ESCALA: 1:50					





ANEXO 16: Planos del Útil de izado de campana
(contiene 3 páginas)





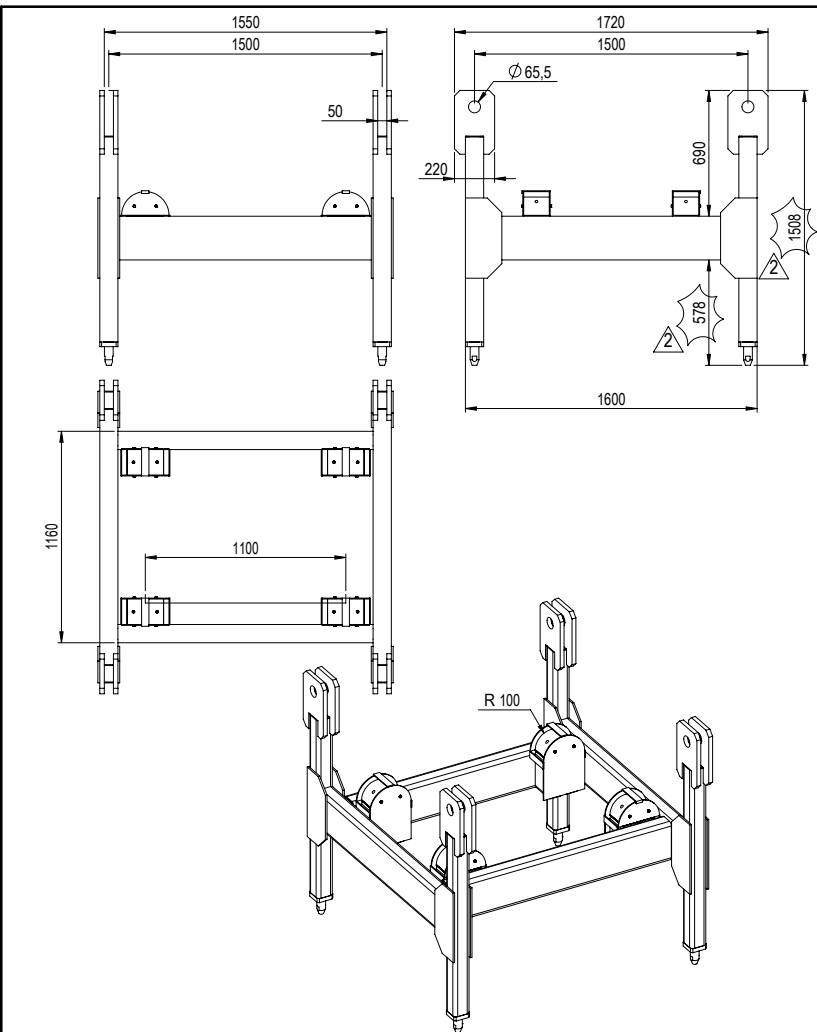
△ Elementos rediseñados

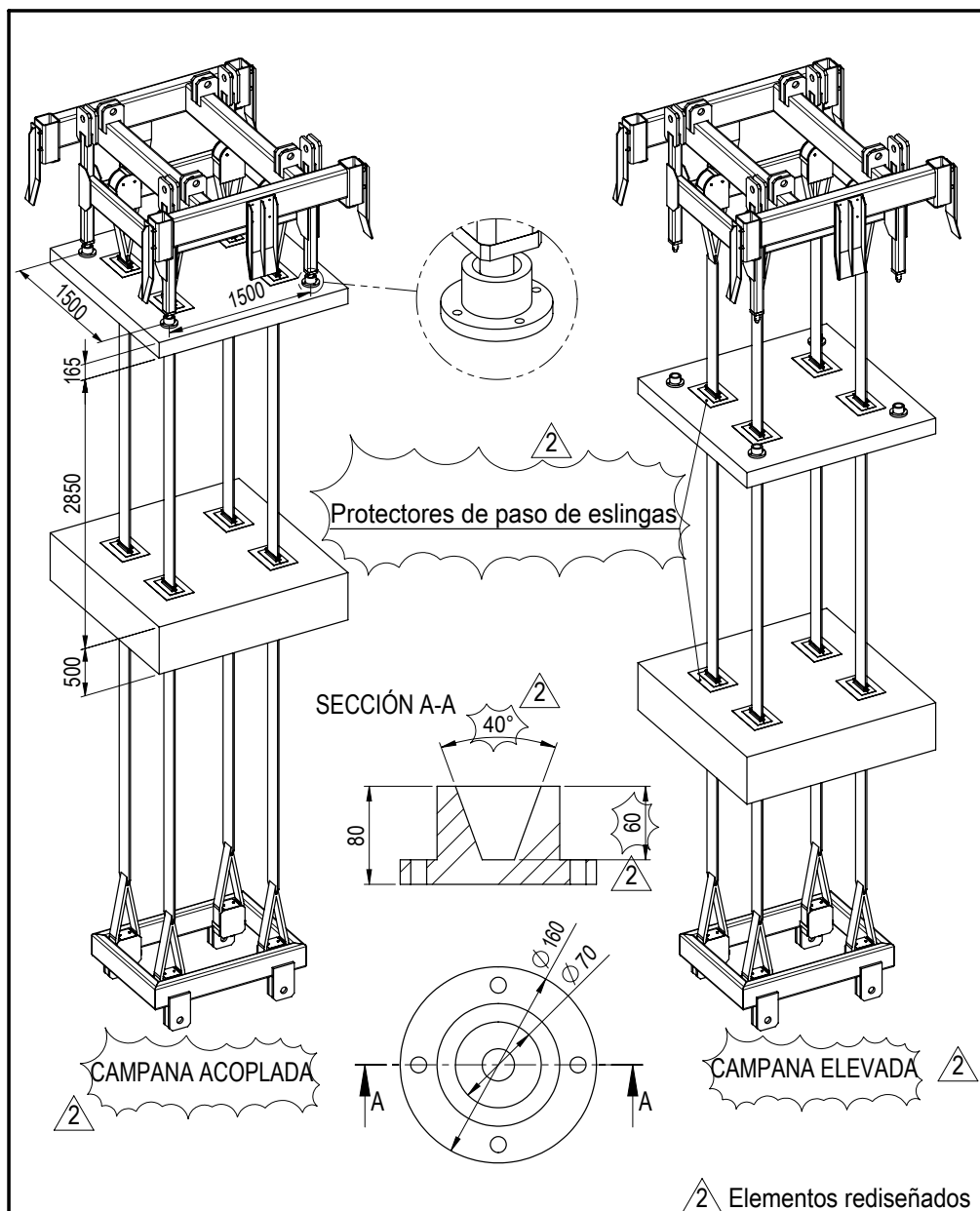
nusim
C/ Aravaca, nº6 y 8 (28040) Madrid
Tel: 91 535 96 40 Fax: 91 435 96 41
ingenieria@nusim.com

EXPEDIENTE: RR-485
CLIENTE: ENRESA
PEDIDO: 0060000132

Rev.	Dibj.	Compr.	Aprob.	Fecha
0	JAC	BG	CB	III-11
1	JAC	BG	CB	V-11
2	AC	BG	CB	VIII-11

CN JOSÉ CABRERA
EQUIPAMIENTO MECÁNICO EAD
Útil izado de camapana:
Bastidores
Plano nº RR-485-GN-0462-2





<div>nusim</div> <div>C/ Aravaca, nº6 y 8 (28040) Madrid Tel: 91 535 96 40 Fax: 91 435 96 41 ingenieria@nusim.com</div>	Rev.	Dibj.	Compr.	Aprb.	Fecha	CN JOSÉ CABRERA	
	0	JAC	BG	CB	III-11	EQUIPAMIENTO MECÁNICO EAD	
	1	JAC	BG	CB	V-11		
	2	AC	BG	CB	VII-11		
							Útil izado de campana: Apoyo
EXPEDIENTE: RR-485						Plano nº RR-485-GN-0463-2	
CLIENTE: ENRESA							
PEDIDO: 0060000132							
	FORMATO: A4		ESCALA: S/E				



ANEXO 17: Planos de la Lanza de inyección
(contiene 2 páginas)

